

МНОГОКРАТНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ ТОРИЯ В РЕАКТОРЕ ТИПА ВВЭР-1000

Ю.А. Казанский, Н.О. Кушнир, Е. С. Хныкина

ИАТЭ НИЯУ МИФИ

249039, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1



Рассмотрено использование нетрадиционного топлива в ядерных энергетических реакторах на примере блока типа ВВЭР с целью выяснения возможности экономии природных делящихся ядер урана. Экономия делящегося урана – это одна из важных задач, решение которой дает время для развития двухкомпонентной ядерной энергетики, не имеющей проблем с топливными ресурсами. В настоящее время резервы дешевого урана могут обеспечить существующий уровень мировой ядерной энергетики всего лишь на 80 – 100 лет.

Основные составляющие этого предлагаемого топлива – торий-232 и делящиеся изотопы урана (уран-235 – загруженный, и наработанный из тория уран-233). Все изотопы урана и добавленные ядра урана-235 в начале кампании составляют около 6% по числу ядер тория и изотопов урана. Сокращенное название этого топлива ТОРУР-5.

Для сохранения делящихся ядер в топливном цикле после выгрузки отработавшего топлива предусмотрено возвращение всех тяжелых ядер после очистки их от осколков деления вновь в реактор, т.е. замыкание топливного цикла по тяжелым ядрам. При этом принцип ежегодного передвижения топливных сборок (по мере их выгорания) был использован таким же, как и в действующих реакторах ВВЭР-1000.

С помощью ПК Serpent построена модель реактора, состав и размеры которой близки к параметрам серийного блока ВВЭР-1000. Основные результаты расчетов – это количественные составы изотопов, ежегодно загружаемых в реактор, а также количества ежегодно догружаемых урана-235 и тория. Анализ полученных результатов позволил сделать следующие выводы.

Ежегодная догрузка урана-235 в течение расчетного периода требуется практически на постоянном уровне и в сравнении с урановым топливом примерно в два раза меньше. И это происходит по следующим причинам. Часть делений урана-235 замещается делением урана-233, нарабатываемого из тория-232. Кроме того, замкнутый цикл по тяжелым ядрам сохраняет в топливном цикле делящиеся ядра. Это первый плюс предлагаемого топлива.

Для топлива ТОРУР-5 нужен обогащенный уран (не менее 90%), стоимость которого в несколько раз выше относительно урана с обогащением 3 – 5%. Но поскольку количества урана с высоким обогащением требуется намного меньше, то затраты на топливо для реактора ВВЭР-1000 с топливом ТОРУР-5 оказываются существенно ниже. Это следующий плюс предлагаемого топлива.

Отрицательная характеристика ТОРУР-5, требующая дальнейших исследований заключается в том, что после первой загрузки в возвращаемом топливе появляется несколько изотопов урана, суммарная радиоактивность которых по оценкам превышает радиоактивность традиционного топлива из урана с обогащением 3 – 5% в несколько тысяч раз. В то же время ра-

диоактивность выгружаемого отработавшего традиционного топлива превышает радиоактивность свежего топлива в миллионы раз, и на АЭС эта проблема решена и организационно, и технически. Поэтому придется разработать технологию загрузки топлива ТОРУР-5 с учетом оценённой радиоактивности.

Ключевые слова: ВВЭР-1000, торий, уран-ториевый топливный цикл, цикличное использование топлива, экономия природных ресурсов.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Известно, что запасы природного урана ограничены [1], особенно делящихся изотопов, которых в природном уране всего лишь 0,72%, без которых ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах с уран-плутониевым топливом построена быть не может. Сегодня электрическая мощность ядерной энергетике нашей планеты около 400 ГВт [2], а тепловая мощность, при том, что средний термодинамический КПД равен 32%, составляет 1250 ГВт. Энергетические реакторы на тепловых нейтронах работают в открытом топливном цикле с использованием двуоксида урана с содержанием до 5% делящегося урана-235 [3].

Воспользуемся данными по топливному циклу реакторов ВВЭР-1000, наиболее распространенного типа реакторов атомных электростанций. Оценим ежегодный расход урана в ядерной энергетике, полагая (и не без основания), что расход урана в конечном итоге в открытом топливном цикле с урановым топливом не зависит в первом приближении от обогащения свежего топлива. Известно, например, что тепловая мощность реактора ВВЭР-1000 составляет 3,2 ГВт с загрузкой топлива в активную зону 80 т [3]. Следовательно, при трёхлетнем топливном цикле ежегодная подпитка при перегрузке равна 26,7 тоннам урана, обогащенного до 4,4% [4]. Для обогащения требуется использовать естественный уран, расход которого (при содержании в отвальном уране 0,2% урана-235) равен 7,08 тонн естественного урана на тонну обогащенного до 4,4% [5]. Таким образом, для всей энергетике ежегодно требуется около 74 000 тонн природного урана.

В таблице 1 показана связь запасов урана с его стоимостью: стоимость урана связана с запасами – чем выше стоимость, тем больше природных запасов [1].

Таблица 1

Установленные запасы урана в тоннах

	Цена, \$/кг урана			
	< 40	< 80	< 130	< 260
Масса урана, т	1 080 500	2 007 600	6 147 800	8 070 400

Это означает, что при готовности платить за уран 260 \$/кг сегодняшний уровень ядерной энергетике будет обеспечен ресурсом урана на 109 лет. А если ограничение будет на уровне 130 \$/кг, то ресурсов хватит всего на 83 года.

Развертывание масштабной энергетике с быстрыми реакторами займет несколько десятилетий, когда будут истощаться дешевые природные ресурсы урана. Поэтому вопросы, связанные с экономией делящихся ядер урана-235, могут быть актуальными. Интерес к различным топливным композициям для реакторов на тепловых нейтронах с замыканием топливного цикла (возвращение в реактор тяжелых ядер после химического выделения из отработавшего топлива), в том числе и внедрением в топливо тория, начал появляться более 30-ти лет назад, например, в [6], рассматривалась возмож-

ность накопления урана-233 в реакторах ВВЭР.

Экономия урана возможна в энергетике с реакторами на тепловых нейтронах при работе на сверхкритических параметрах. В настоящее время эта технология находится в области исследований и решения проблем, представленных, например, в работе [7]. При этом нет необходимости замыкания топливного цикла в энергетике с тепловыми реакторами. Другие способы связаны с изменением состава топлива и обязательным замыканием топливного цикла.

Прежде всего отметим французские работы по замене на действующих реакторах части свежего уранового топлива на выделенные из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) уран, плутоний и сложную комбинацию урана, плутония и тория. Результаты экспериментов французских исследователей с торий-плутониевым МОКС-топливом показали наличие преимуществ перед уран-плутониевым МОКС-топливом [8].

Российскими исследователями была подтверждена возможность накопления урана-233 в реакторах типа ВВЭР. Но при этом был сделан упор на способы минимизации накопления урана-232, а не на стадии перехода на торий-урановое топливо [6]. Поскольку обычная вода имеет высокое поглощение нейтронов, легководные реакторы не сумеют продемонстрировать весь потенциал ториевого цикла. Так в работе [9] был рассмотрен способ эксплуатации ядерного реактора в замкнутом ториевом топливном цикле, включающем в себя первоначальную загрузку активной зоны реактора оксидным уран-ториевым топливом с использованием разбавления теплоносителя тяжелой водой. Такая схема при разбавлении тяжелой воды обычной водой до 80 % позволяет достичь воспроизводства делящегося урана-233. Однако следует отметить, что тяжелая вода на сегодняшний день не предусмотрена в работе промышленных реакторов ВВЭР-1000. Поэтому вопрос, касающийся возможности внедрения уран-ториевого цикла в применении к находящимся сегодня в эксплуатации реакторам ВВЭР-1000 с целью экономии природных запасов урана, остаётся открытым.

В конце 1990-х в работе [10] была исследована возможность использования тория в применении к существующим реакторам под давлением. В данной модификации ВВЭР-Т использовалась запальная схема для длительных (около шести лет) кампаний. Однако повторное использование топлива не предусматривалось. Более современные данные, полученные в работе [11], говорят о том, что для использования сверхдлинной кампании реактор должен работать на эпитепловых нейтронах. Но в данной работе ставится вопрос о внедрении тория в существующие и успешно работающие в энергетике реакторы ВВЭР-1000.

Имеются также исследования потенциала ториевого цикла со стороны иностранных коллег [12 – 14], где были показаны преимущества топлива с содержанием тория и возможность его применения в тепловых реакторах, в том числе и реакторах типа ВВЭР. Среди более ранних экспериментов можно выделить АЭС Indian Point-1, которая работала с 1962 по 1980 гг., мощностью 265 МВт. В активной зоне АЭС Indian Point-1 в качестве топлива использовался твердый раствор уран-ториевого топлива. Проект показал, что извлечение урана-233 оказалось «экономической катастрофой» [15]. Более того, согласно материалам МАГАТЭ [16], в 1960-х гг. на АЭС Elk River с реактором BWR (Boiling Water Reactor) мощностью 22 МВт в качестве ядерного топлива также использовалось оксидное уран-ториевое топливо. Данное топливо подвергалось переработке, однако установка по переработке топлива оказалась несовершенной.

В настоящей работе рассматривается один из возможных способов сокращения расходов делящихся ядер урана в действующих водо-водяных реакторах АЭС. Идея заключается в переводе реакторов на тепловых нейтронах на новое топливо – смесь двуокиси урана-235 и двуокиси тория (сокращенно названное ТОРУР-5), а также в замыкании топливного цикла.

Для изготовления свежего топлива из ОЯТ выделяют тяжелые ядра с добавлением урана-235 и тория для восстановления запаса реактивности. Замыкание топливного

цикла по возврату в реактор урана и тория после очистки от осколков деления сокращает количество необходимой догрузки урана-235.

В проведенных расчетах определяется зависимость изотопного состава, выгружаемого и, следовательно, загружаемого топлива от времени. Это важно, поскольку изотопный состав урана изменяется не только из-за образования делящихся ядер урана-233, остатка невыгоревших ядер урана-235, но и из-за образующихся новых поглотителей нейтронов, представляющих собой такие ядра, как уран-234 и уран-236.

Накопление последних увеличивает необходимую догрузку ядер урана-235 и таким образом уменьшает выигрыш от использования предлагаемого топлива. Поэтому надо определить наиболее эффективное количество перегрузок с возвращением из отработавшего топлива урана и тория.

Необходимо также определить количество накапливаемого в уране его 232-го изотопа. Накопление этого изотопа будет слабо влиять на экономию ядер урана-235, поскольку в тепловом реакторе отношение сечений радиационного захвата к сечению деления для данного изотопа близко к единице. Однако уран-232 имеет короткий период полураспада, что может повлиять на радиоактивность и энерговыделение возвращаемого урана из ОЯТ. Это потребует дополнительных конструктивных и организационных мер на АЭС. Наконец, надо также определить, как будет влиять обогащение урана в топливе подпитки на параметры такого топливного цикла.

МОДЕЛЬ РАСЧЁТА

Для расчёта использовались программный комплекс Serpent, основанный на базе метода Монте-Карло [17], и связанный с расчетными данными режим независимого расчёта выгорания топлива. При этом использовались ядерные данные из библиотеки JEFF-3.1.1. Расчеты проводились при постоянных температурах реактора, работающего только на номинальном уровне мощности (в горячем состоянии).

Таблица 2

Геометрические характеристики активной зоны [18]

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	3210
Высота а.з. в рабочем состоянии, мм	3550
Удельная мощность а.з., МВт/м ³	115
Число ТВС, шт.	163
Количество твэлов в ТВС, шт.	312
Размер ТВС под ключ/шаг ТВС, мм	234/236
Наружный диаметр/шаг расположения твэлов, мм	9,1 × 0,65/12,75
Загрузка топлива UO ₂ в а.з., т	80,098
Средняя загрузка топлива в ТВС, кг	491,4
Число направляющих каналов, шт.	18
Диаметр направляющих каналов, мм	12,6 × 0,85
Диаметр топливной таблетки, мм	7,57
Диаметр отверстия топливной таблетки, мм	1,4
Длительность работы в равновесном топливном цикле, эфф. сут	350
Среднее обогащение загружаемых ТВС, %	4,2
Число перегружаемых ТВС, шт.	54

Задача расчёта – сопоставление расхода урана-235 с традиционным топливом и с топливом ТОРУР-5. Модель строилась на основе серийной активной зоны реактора ВВЭР-1000 [18, 19], откуда были взяты подробные данные о геометрии и составах твэлов и ТВС, а также о составе и массе ежегодной подпитки топливом и массе топлива в активной зоне. Эти данные необходимы для подготовки расчётной модели и для определения загрузки топлива ТОРУР-5 и расхода урана-235. При этом в понятии расхода урана-235 не берётся во внимание та его часть, которая могла бы потенциально участвовать в замкнутом топливном цикле по завершении топливной кампании в традиционном топливном цикле. Для расчёта были использованы размеры и материалы, заимствованные из работы [18], которые показаны в табл. 2.

Исходя из данных таблицы, можно определить, что ежегодный расход урана-235 в имеющемся топливном цикле составляет 982 кг.

В ТВС реактора ВВЭР-1000 имеется 312 твэлов, 18 отверстий для размещения поглотителей и центральная трубка (рис. 1). Данная конструкция взята за основу и не менялась на каждом этапе расчётов. Из 163-х таких ТВС образуется геометрия активной зоны, изображенная на рис. 2.

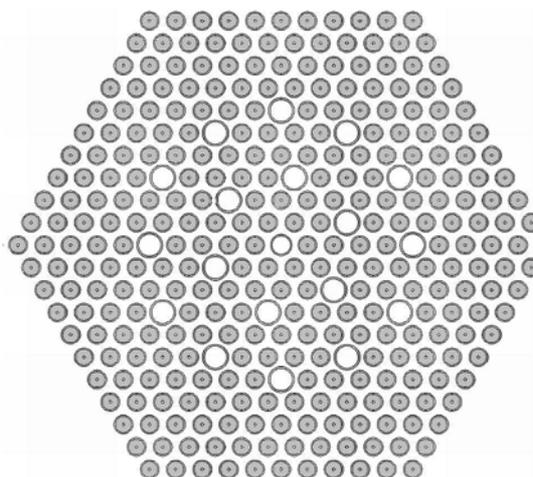


Рис. 1. Горизонтальный разрез ТВС реактора ВВЭР-1000

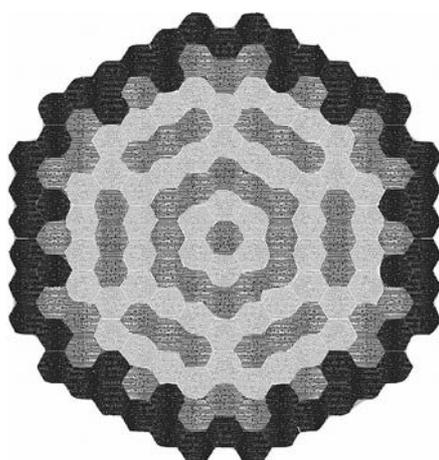


Рис. 2. Картограмма активной зоны, состоящая из трех областей с различным выгоранием. Чёрным цветом обозначены «свежие» ТВС (зона 1), серым цветом – ТВС спустя один год работы реактора (зона 2), светло-серым – ТВС спустя два года работы реактора (зона 3)

Рисунок 2 отражает горизонтальный разрез активной зоны. При этом показано размещение ТВС непосредственно после загрузки свежего топлива в реактор. Реактор состоит из трёх зон:

зона 1 – «свежее» топливо (при нулевой итерации используется традиционное топливо – уран-238 с 4,2% обогащением по U-235; в последующих – торий и уран-235);

зона 2 – сборки, отработавшие год (350 сут), содержащие продукты деления и измененный состав тяжелых ядер;

зона 3 – ТВС, отработавшие два года (700 сут), содержащие продукты деления и измененный состав тяжелых ядер.

Одна итерация предполагает расчёт кампании реактора (350 сут), т.е. определение изменения составов топливных зон (1, 2 и 3), реактивности и выгорания в течение данного промежутка времени.

Через каждые 350 сут на выходе имеем новые составы зон, и реактор перегружается следующим образом. Былое свежее топливо перемещается на места ТВС, отработавших год, а последние – на места ТВС, отработавших два года. На место свежего топлива возвращается ТВС после трёх лет работы реактора с учётом химической очистки от продуктов деления и добавлением ядер урана-235 и тория-232 так, чтобы сумма тяжелых ядер не изменилась и реактивность на конец кампании отличалась от нуля менее чем на одну долю запаздывающих нейтронов для урана-235. Итерационный процесс продолжается до тех пор, пока состав топлива подпитки не установится. В итоге содержание урана-235 в полученном топливе будет сопоставляться с исходным – для нулевой итерации с традиционным топливом, из чего можно будет делать выводы об экономии природного урана. Условия облучения (нормировка на мощность, температуры и геометрия) приняты неизменными – меняется только состав топлива. Плотность оксида тория, равная 9,87 г/см³, была взята из справочника [20].

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТОВ

Основные результаты показаны в табл. 3. В каждом столбце таблицы, названном итерацией, приведен состав загруженного топлива в одну треть реактора, в одни и те же ячейки активной зоны (см. рис. 2).

Состав тяжелых ядер дан в единицах «10²⁴ ядер/см³». Напомним, что данные по загруженному топливу, из которого вычтены догрузки тория и урана-235, есть состав тяжелых ядер после извлечения осколков деления. Принимая во внимание данные табл. 2, можно найти связь концентраций с массой выгруженного топлива и догруженного, т.е. расход урана-235. Коэффициент перехода от концентрации урана-235 к его массе составил 1,014·10⁻¹⁸ кг·см³/число ядер.

В первых трех итерациях выгоревшее топливо с ураном, плутонием и малыми актионидами направляется по стандартной схеме в хранилища ОЯТ и замещается топливом ТОРУР-5 (торий с добавкой урана-235). Загрузка для четвертой и последующих итераций формируется из урана и тория, выделенных из ОЯТ, очищенных от осколков деления и с добавлением урана-235 и тория, которое указано в предпоследних строках таблицы для компенсации их выгорания. Таблица построена в предположении, что переработка топлива и изготовление свежих твэлов и ТВС проводится мгновенно. Очевидно, что ежегодный расход урана-235 определяется теми количествами, которые показаны в предпоследних строках таблиц. Среднее значение ежегодного расхода составляет (по данным табл. 3) начиная с четвертой итерации (5,76 ± 0,28) · 10²⁰ ядер/см³. Используя найденную концентрацию и неизменный в течение всех итераций общий объём перегружаемых ТВС (54 шт.), заключаем, что ежегодный расход урана-235 по массе в этом случае составит 584 кг.

Ранее в разделе расчетной модели были приведены количества перегружаемых твэлов, полная масса загружаемого в активную зону топлива и среднее обогащение загру-

жаемых ТВС, что позволяет найти ежегодную загрузку в активную зону урана-235. Ежегодный расход урана-235 для традиционной кампании оказался равным 982 кг/г.

Таблица 3

Концентрации некоторых ядер загружаемого топлива в единицах 10^{24} ядер/см³

Параметр	0	1	2	3	4	5
Th-232	0,02114	0,02114	0,02114	0,02095	0,02096	0,02095
U-232	–	–	–	1,45E–6	1,43E–6	1,41E–6
U-233	–	–	–	3,13E–4	3,12E–4	3,11E–4
U-234	–	–	–	5,19E–5	5,18E–5	5,08E–5
U-235	0,001127	0,001127	0,001127	7,43E–4	7,41E–4	7,46E–4
U-236	–	–	–	1,53E–4	1,53E–4	1,52E–4
ρ (нач.)	0,1206	0,1132	0,1125	0,1110	0,1111	0,1101
ρ (кон.)	–0,0019	–0,0042	0,0008	0,0017	–0,0004	–0,0031
$\Delta\rho$	0,1225	0,1174	0,1117	0,1093	0,1115	0,1132
U-235*	–	–	–	+5,4E–4	+5,4E–4	+5,4E–4
Th-232*	–	–	–	+6,14E–4	+6,16E–4	+6,03E–4

Таблица 3 (продолжение)

Параметр	6	7	8	9	10	11
Th-232	0,02072	0,02071	0,02074	0,02057	0,02057	0,02058
U-232	2,81E–6	2,80E–6	2,79E–6	3,57E–6	3,57E–6	3,56E–6
U-233	3,61E–4	3,62E–4	3,63E–4	3,75E–4	3,76E–4	3,76E–4
U-234	1,03E–4	1,02E–4	1,02E–4	1,37E–4	1,37E–4	1,36E–4
U-235	7,69E–4	7,80E–4	7,51E–4	7,70E–4	7,73E–4	7,67E–4
U-236	2,29E–4	2,29E–4	2,29E–4	3,00E–4	3,01E–4	2,98E–4
ρ (нач.)	0,1085	0,1104	0,1097	0,1052	0,1041	0,1038
ρ (кон.)	–0,0005	0,0039	0,0058	0,0048	0,0048	0,0053
$\Delta\rho$	0,1090	0,1065	0,1039	0,1004	0,0993	0,0985
U-235*	+6,1E–4	+6,2E–4	+5,9E–4	+5,8E–4	+5,8E–4	+5,8E–4
Th-232*	+5,4E–4	+5,2E–4	+5,6E–4	+5,9E–4	+6,01E–4	+5,8E–4
* – количество добавленных ядер к данным изотопам для текущей итерации						

Таким образом, ежегодный выигрыш в расходе урана-235 в случае топлива ТОРУР-5 составляет 398 кг, т.е. сокращение расхода урана-235 происходит в 1,68 раз.

В данной работе не сделан детальный анализ экономического выигрыша (проигрыша) при замене уранового топлива на топливо ТОРУР-5 и переходе от традиционной схемы открытого топливного цикла на предлагаемый. Ограничимся оценками следующих важных характеристик, влияющих на экономические показатели. Первый из них – это стоимость ежегодно догружаемого топлива.

Оценим изменение стоимости топлива, принимая во внимание необходимое количество природного урана, его преобразование в гексафторид урана, работу по обогащению и обратное преобразование отвалного и обогащенного урана в двуокись урана.

Относительную стоимость определим для высокообогащенного урана (95% содержание урана-235) и урана с малым обогащением (4,4%), которое используется при ежегодной подпитке реакторов ВВЭР-1000 и обозначим ее $P_{\text{уран}}(95\%/4,4\%)$. Стоимость 1 кг природного урана в виде двуокиси обозначим $P_{\text{уран}}$, в которую включены расходы по преобразованию двуокиси в гексафторид урана и после обогаще-

ния – преобразование гексафторида урана в двуокись. Обозначим стоимость одной единицы работы разделения (ЕРР) для одного кг урана как $P_{ЕРР}$. Отношение стоимостей урана разного обогащения определяем, используя стоимость природного урана, переделов двуокиси в гексафторид урана и обратно и стоимость единицы ЕРР – « $P_{ЕРР}$ ». Принимая во внимание сделанные замечания, искомое отношение стоимостей урана разного обогащения можно записать с помощью формулы

$$P_{\text{уран}}(95\%/4,4\%) = \frac{N_{ЕРР}(95\%) \cdot C \cdot N_{\text{уран}}(95\%)}{N_{ЕРР}(4,4\%) \cdot C \cdot N_{\text{уран}}(4,4\%)}, \quad (1)$$

где $C = P_{\text{уран}}/P_{ЕРР}$; $N_{ЕРР}$ – число ЕРР; $N_{\text{уран}}$ – количество урана (в килограммах).

К стоимости высокообогащенного урана необходимо добавить затраты на извлечение из ОЯТ осколков деления. Для очистки от осколков деления требуется около 20\$/кг, т.е. примерно полмиллиона долларов.

Используя данные для $N_{ЕРР}$ и $P_{\text{уран}}$ из [5], находим значение $P_{\text{уран}}(95\%/4,4\%)$, равное 27,2 при $C = 1$. Это значение получено в предположении, что стоимость природного урана около 60 \$/кг, стоимость конверсии UO_2 в UF_6 около 10 \$/кг и ЕРР стоит 100 \$/кг. Ежегодная догрузка в существующем открытом топливном цикле 26,5 т, а загрузка высокообогащенного урана в предлагаемом топливном цикле составляет 584 кг, т.е. в 45,4 раз меньшая. Следовательно, стоимость загружаемого урана в предлагаемом варианте меньше в 1,67 раз стоимости догружаемого урана в случае традиционного топливного цикла.

Вторая составляющая может быть связана с радиоактивностью догружаемого топлива ТОРУР-5. В реакторах ВВЭР-1000 свежее топливо имеет радиоактивность около $2 \cdot 10^{10}$ Бк/т. В открытом топливном цикле радиоактивность топлива ТОРУР-5 примерно вдвое ниже, но при замыкании топливного цикла появляются сравнительно короткоживущие изотопы урана. Радиоактивность данных изотопов по α -распадам превышает традиционную в тысячи раз. Данный факт отчасти является результатом накопления U-232, концентрация которого на 11-й итерации составила $3.57 \cdot 10^{18}$ ядер/см³, в то время как на конец традиционной топливной кампании для модели реактора ВВЭР-1000, используемой в данном расчёте, концентрация этого изотопа составляет примерно $6,4 \cdot 10^{11}$ ядер/см³. Причиной расхождения в значениях концентраций U-232, главным образом, является наличие в топливе накопленного U-233, поскольку реакция ($n, 2n$) на данном нуклиде влечёт за собой увеличение количества U-232, исходя из расчёта, величиной в пять порядков. Требуется более обстоятельное изучение этого вопроса, поскольку также не принята во внимание остающаяся радиоактивность от осколков деления, которые не удалось удалить.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенные расчетные данные позволяют сделать следующие выводы.

1. Выгруженное топливо после освобождения от осколков деления целиком вновь загружается в реактор, и количество догружаемого ежегодно урана-235 оказывается в 1,68 раза меньше существующего сегодня при открытом топливном цикле.

2. Радиоактивность возвращаемого в реактор топлива существенно ниже ($1,3 \cdot 10^{10}$ Бк/см³) радиоактивности возвращаемого в тепловой реактор уран-плутониевого топлива в случае двухкомпонентного топливного цикла на основе уран-плутониевого МОКС-топлива ($6,4 \cdot 10^{11}$ Бк/см³).

3. Образующиеся в топливе изотопы урана с массами 234 и 236 стремятся к состоянию насыщения, и поэтому процесс возвращения уран-ториевого топлива может выполняться в течение всего срока работы реактора.

4. Помимо выигрыша почти вдвое необходимой загрузки урана-235, предлагаемый вариант топлива и схемы загрузки не оставляют в хранилищах тяжелых ядер и суще-

ственно сокращают количество сохраняемых радиоактивных нуклидов ОЯТ. Однако надо добавить, что ежегодно для подготовки урана-235 в хранилища будет отгружаться ежегодно около 100 тонн обедненного урана. Этот уран будет использоваться в двухкомпонентном топливном цикле с уран-плутониевым топливом.

5. Стоимость догружаемого высокообогащенного урана ниже стоимости низкообогащенного урана при использовании традиционного уранового топлива, что возможно компенсирует маловероятные затраты на организацию работ по загрузке «свежего» предлагаемого топлива ТОРУР-5.

Литература

1. Uranium 2020: Resources, production and demand. / Technical report of Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-Operation and Development. – 2020. Электронный ресурс: https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-12/7555_uranium_-_resources_production_and_demand_2020__web.pdf (дата доступа 01.07.2022).
2. Электронный ресурс: <https://pris.iaea.org/pris/> (дата доступа 01.07.2022).
3. Бать Г.А., Бартоломей Г.Г., Байбаков В.Д., Алхутов М.С.. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 512 с.
4. Овчинников С.Я., Семёнов В.В. Эксплуатационные режимы энергетических реакторов – М.: Энергоатомиздат. – 1988. – 359 с.
5. Лебедев В.М. Ядерный топливный цикл. Технологии, безопасность, экономика – М.: Энергоатомиздат. – 2005. – 316 с.
6. Юрова Л.Н., Поляков А.А., Рухло В.П., Титаренко Ю.Е., Бобров С.А. Исследование возможностей накопления ^{233}U в реакторах типа ВВЭР при минимальном образовании ^{232}U . // Атомная энергия. – 1978. – Т. 45. – Вып. 1. – С. 20-24. Электронный ресурс: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t45-1_1978/go,21/ (дата доступа 01.07.2022).
7. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Водоохлаждаемые АЭС четвертого поколения ВВЭР-СКД. Реальные перспективы и программа исследований. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 4 – С. 5-19. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2018.4.01>.
8. Sylvain D., Elisabeth H., Herve N. Thorium-uranium nuclear fuel cycle. // Europhysicsnews. – 2007. – Vol. 38. – No. 2. – PP. 24-27. DOI: <https://doi.org/10.1051/EPN:2007007>.
9. Маршалкин В.Е. Способ эксплуатации ядерного реактора в замкнутом ториевом топливном цикле. Электронный ресурс: https://patents.s3.yandex.net/RU2690840C1_20190606.pdf (дата доступа 01.07.2022).
10. Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т. // Атомная Энергия. – 1998. – Т. 85. – Вып. 4. – С. 263-277.
11. Шаманин И.В., Чертков Ю.Б., Беденко С.В. Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 121-132. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.2.12>.
12. Frybort J. Equilibrium thorium fuel loading in VVER-1000 reactor. / Proc. of the 2014 XV-th International Scientific Conference on Electric Power Engineering on 12-14 May 2014. – Prague, Czech Republic, 2014. – PP. 693-697. DOI: <https://doi.org/10.1109/EPE.2014.6839432>.
13. Reda S.M., Goma I.M., Bashter I.I., Amin E.A. Neutronic Performance of the VVER-1000 Reactor Using Thorium Fuel with ENDF Library. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2021. DOI: <https://doi.org/10.1155/2021/8838097>.
14. Hassan A.A., Alassaf S.H., Savander V.I., et al. Investigation of Using U-233 in Thorium Base Instead of Conventional Fuel in Russian PWR by SERPENT Code. // Journal of Physics: Conference Series. – 2020. – Vol. 1689. – No. 1. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012031>.
15. Alvarez R. Thorium Reactors: Their Backers Overstate the Benefits. // Nuclear information and resource service. – 2014. Электронный ресурс: <https://www.nirs.org/>

wp-content/uploads/factsheets/thoriumbackersoverstatefacesheet.pdf (дата доступа 01.07.2022).

16. Thorium-Based Nuclear Fuel: Current Status and Perspectives. – Vienna: IAEA, 1987. – 164 p. (IAEA-TECDOC-412). Электронный ресурс: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/18/061/18061577.pdf?r=1 (дата доступа 01.07.2022).

17. SERPENT – MCRPBCS. Электронный ресурс: <http://montecarlo.vtt.fi> (дата доступа 01.07.2022).

18. Андрушечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю. и др. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. – М.: Логос. – 2010. – 604 с.

19. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облучённого ядерного топлива. – М.: Энергоатомиздат. – 1983. – 384 с.

20. Справочник химика. Основные свойства неорганических и органических соединений – Л.: Государственное научно-техническое издательство химической литературы. – Т.2. – 1963. – 1168 с.

Поступила в редакцию 06.07.2022 г.

Авторы

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Кушнир Никита Олегович, студент

E-mail: kushnir_nikita@mail.ru

Хныкина Екатерина Сергеевна, студентка

E-mail: khnykinaes@oiate.ru

UDC 621.039.516.4

MULTIPLE USAGE OF THORIUM-BASED FUEL IN A VVER-1000 REACTOR

Kazansky Yu.A., Kushnir N.O., Khnykina E.S.

IATE MPhI

1 Studgorodok, 249039 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

This paper considers the use of unconventional fuel in nuclear power reactors, using the example of a VVER-type unit, in order to find out the possibility of saving natural fissile uranium nuclei. Saving fissile uranium is one of the important tasks, the solution of which will give time for the development of a two-component nuclear power industry that will have no problems with fuel resources. However, at present, the reserves of cheap uranium can provide the existing level of global nuclear energy for only 80 – 100 years.

The main components of this proposed fuel are ^{232}Th and fissile isotopes of uranium: ^{235}U (loaded) and ^{233}U (produced from thorium). All uranium isotopes and added ^{235}U nuclei at the beginning of the campaign account for about 6% of the number of thorium nuclei and uranium isotopes. The abbreviated name of this fuel is TORUR-5.

To keep fissionable nuclei in the fuel cycle after the spent fuel is unloaded, it is envisaged that all heavy nuclei will be returned back to the reactor after they have been cleaned from fission fragments, i.e., the fuel cycle will be closed. At the same time, the principle of annual movement of fuel assemblies (as they burn up) is the same as in the existing VVER-1000 reactors.

Using the Serpent PC, a reactor model was built, the composition and dimensions of which were close to the parameters of the VVER-1000 serial unit. The main results of calculations were the quantitative compositions of isotopes annually loaded into the

reactor as well as the amounts of uranium-235 and thorium added also annually. The analysis of the obtained results allowed us to make the following conclusions.

The annual reloading of ^{235}U during the computation period is required almost at a constant level and, in comparison with uranium fuel, is about half as much. This is done for the following reasons. Part of the fissions of ^{235}U is replaced by the fission of ^{233}U produced from ^{232}Th . In addition, fissionable nuclei are kept in the closed Th-U fuel cycle. This is the first «plus» of the proposed fuel.

TORUR-5 requires uranium enriched to at least 90%, the cost of which is several times higher than that of 3 – 5% enriched uranium. But since much less highly enriched uranium is required, the cost of fuel for a TORUR-5-fuelled VVER-1000 reactor is significantly lower. This is the second «plus» of the proposed fuel.

The negative characteristic of TORUR-5, which requires further investigation, is that, after the initial loading, several uranium isotopes appear in the returned fuel, the total radioactivity of which, according to estimates, exceeds the radioactivity of traditional 3–5% enriched uranium fuel by several thousand times. At the same time, the radioactivity of discharged spent conventional fuel exceeds the radioactivity of fresh fuel by millions of times, and this problem has been solved at NPPs both organizationally and technically. Therefore, it will be necessary to develop a technology for loading TORUR-5, taking into account the estimated radioactivity.

Key words: VVER-1000, thorium, uranium-thorium fuel cycle, multiple use of fuel, saving natural resources.

REFERENCES

1. Uranium 2020: Resources, Production and Demand: Technical Report of Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-Operation and Development (2020). Available at: https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-12/7555_uranium_-_resources_production_and_demand_2020__web.pdf (accessed Jul. 01, 2020).
2. Available at: <https://pris.iaea.org/pris/> (accessed Jul. 01, 2022).
3. Bat' G.A., Bartolomey G.G., Baibakov V.D., Alkhutov M.S. *Fundamentals of the Theory and Methods of Calculation of Nuclear Power Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 512 p. (in Russian).
4. Ovchinnikov S.Ya., Semenov V.V. *Operational Modes of Power Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 359 p. (in Russian).
5. Lebedev V.M. *Nuclear Fuel Cycle. Tekhnology, Safety, Economy*. Moscow. Energoatomizdat Publ. 2005, 316 p. (in Russian).
6. Yurova L.N., Polyakov A.A., Rukhlo V.P., Titarenko Yu.E., Bobrov S.A. Investigation of the Possibilities of Accumulation of ^{233}U in VVER Type Reactors with Minimal Formation of ^{232}U . *Atomnaya Energiya*. 1978, v. 45, iss. 1, pp. 20-24. Available at: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t45-1_1978/go,21/ (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
7. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. Water-Cooled Nuclear Power Plants of the Fourth Generation VVER-SKD. Real Prospects and Research Program. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2018, no. 4, pp. 5-19; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2018.4.01> (in Russian).
8. Sylvain D., Elisabeth H., Herve N. Thorium-Uranium Nuclear Fuel Cycle. *Europhysicsnews*. 2007, v. 38, no. 2, pp. 24-27; DOI: <https://doi.org/10.1051/EPN:2007007>.
9. Marshalkin V.E. *Method of Operation of a Nuclear Reactor in a Closed Thorium Fuel Cycle*. Available at: https://patents.s3.yandex.net/RU2690840C1_20190606.pdf (accessed Jul. 01, 2020) (in Russian).
10. Ponomarev-Stepnoj N.N., Lunin G.L., Morozov A.G., Kuznetsov V.V., Kevrolev V.V., Kuznetsov V.F. Light-Water Thorium Reactor VVER-T. *Atomnaya Energiya*. 1998, v. 85, iss. 4, pp. 263-277 (in Russian).
11. Shamanin I.V., Chertkov Yu.B., Bedenko S.V. A Low-Power Thorium Reactor Plant

- Operating in an Ultra-Long Campaign. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 2, pp. 121-132; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.2.12> (in Russian).
12. Frybort J. Equilibrium Thorium Fuel Loading in VVER-1000 Reactor. *Proc. of the 2014 XV-th International Scientific Conference on Electric Power Engineering on 12-14 May 2014*. Prague, Czech Republic, 2014, pp. 693-697; DOI: <https://doi.org/10.1109/EPE.2014.6839432>.
13. Reda S.M., Goma I.M., Bashter I.I., Amin E.A. Neutronic Performance of the VVER-1000 Reactor Using Thorium Fuel with ENDF Library. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2021; DOI: <https://doi.org/10.1155/2021/8838097>.
14. Hassan A.A., Alassaf S.H., Savander V.I., Afanasyev V.V., Abu Sondos M.A. Investigation of Using U-233 in Thorium Base Instead of Conventional Fuel in Russian PWR by SERPENT Code. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020, v. 1689, no. 1; DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012031>.
15. Alvarez R. Thorium Reactors: Their Backers Overstate the Benefits. *Nuclear Information and Resource Service*. 2014. Available at: <https://www.nirs.org/wp-content/uploads/factsheets/thoriumbackersoverstatefacesheet.pdf> (accessed Jul. 01, 2022).
16. *Thorium-Based Nuclear Fuel: Current Status and Perspectives*. Vienna: IAEA, 1987, 164 p. (IAEA-TECDOC-412). Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/18/061/18061577.pdf?r=1 (accessed Jul. 01, 2022).
17. SERPENT – MCRPBCC. Available at: <http://montecarlo.vtt.fi> (accessed Jul. 01, 2022).
18. Andrushechko S.A., Afrov A.M., Vasiliev B.Yu., Generalov B.N., Kosourov K.B., Semchenkov Yu.M., Ukraintsev V.F. *Nuclear Power Plants with a VVER-1000 Reactor. From the Physical Foundations of Operation to the Evolution of the Project*. Moscow. Logos Publ. 2010, 604 p. (in Russian).
19. Kolobashkin B.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. *Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 384 p. (in Russian).
20. *Chemist's Handbook. Basic Properties of Inorganic and Organic Compounds*. Leningrad. Gosudarstvennoe Nauchno-Tekhnicheskoe Izdatel'stvo Khimichesoy Literatury Publ., 1963, 1168 p. (in Russian).

Authors

Kazansky Yury Alekseevich, Professor, Dr. Sci (Phys.-Math.)

E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Kushnir Nikita Olegovich, Student

E-mail: kushnir_nikita@mail.ru

Khnykina Ekaterina Sergeevna, Student

E-mail: khnykinaes@iate.ru