

# ПЕРСПЕКТИВНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РФ С ПРИВЛЕЧЕНИЕМ НЕЗНАЧИТЕЛЬНОГО КОЛИЧЕСТВА ТОРИЯ ОТ ТЕРМОЯДЕРНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ С Th-БЛАНКЕТОМ

**Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелёв, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ**  
*НИЯУ МИФИ, 115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31*



Цель работы – поиск решения таких основных задач ЯЭ, как сокращение объема операций во внешней части ядерного топливного цикла и повышение его защищенности от неконтролируемого распространения делящихся материалов путем наименьших изменений в топливном цикле. Проанализированы результаты, полученные авторами ранее, а также привлечена новая информация о количестве имеющегося тория в РФ и сделаны дополнительные оценки. Рассмотрена возможная роль имеющихся в России запасов ториевого ресурса на вовлечение тория в замыкаемый в настоящее время (U-Pu)-топливный цикл ядерной энергетики страны. Показана эффективность применения термоядерных источников нейтронов с ториевым бланкетом для экономного использования имеющихся запасов тория.

Сделан вывод о том, что включение термоядерных источников нейтронов с Th-бланкетом в будущую ЯЭ для наработки легкой урановой фракции  $^{232+233+234}\text{U}$ , а также  $^{231}\text{Pa}$  позволит в существенной степени решить проблемы ЯЭ и повысить ее экспортный потенциал.

**Ключевые слова:** гибридный термоядерный реактор СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ с Th-бланкетом, легкая урановая фракция, протактиний-231, многоизотопное урановое топливо, стабилизация размножающих свойств, защищенность делящихся материалов от неконтролируемого распространения.

## ВВЕДЕНИЕ

Замыкание топливного цикла, которое в настоящее время осуществляется в нашей стране, повлечет за собой существенное повышение эффективности использования урана. Поэтому вовлечение в топливный цикл еще и ториевых сырьевых ресурсов для еще большего расширения уже практически неограниченной урановой топливной базы не выглядит мало-мальски обоснованным, так как это немалые дополнительные затраты на разработку и промышленное внедрение технологий добычи, первичной переработки, изготовления и обращения с другим топливным материалом. Уместно заметить, что на такой шаг (широкое вовлечение тория в ядерную энергетику) до сих пор еще не решилась ни одна страна в мире (даже Индия с ее большими ториевыми запасами).

© Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелёв, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ, 2016

Поэтому привлечение тория в ядерную энергетику (ЯЭ) при ее переходе к замкнутому топливному циклу должно обосновываться иными и очень весомыми соображениями. Как известно, физические характеристики энергетических реакторов на тепловых нейтронах заметно улучшаются при переходе с ( $^{235}\text{U}+^{238}\text{U}$ )-топлива на топливо  $^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$ . Именно это важное обстоятельство было принято во внимание, когда формировалась «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI в.» [1]. В ней определено, что с замыканием (U+Pu)-цикла будет вовлекаться торий и тепловые реакторы будут постепенно переводиться на ( $^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$ )-топливо.

### ПРИВЛЕЧЕНИЕ ТОРИЯ ДЛЯ ГЕНЕРАЦИИ «ЛЕГКОЙ» УРАНОВОЙ ФРАКЦИИ

Обсуждая проблему вовлечения тория в замыкаемый ядерный топливный цикл необходимо обратить внимание на одно немаловажное (в практическом плане) обстоятельство. Как известно, с самого начала развития ядерной энергетики и по настоящее время в смысле топливоиспользования она базируется на «тяжелой» урановой фракции  $^{235}\text{U}+^{238}\text{U}$ , причем изотоп  $^{236}\text{U}$  используется в составе регенерированного урана.



Рис. 1. Цепочки нуклидных превращений в торий-урановом топливе

В случае привлечения тория в топливе появится хотя и новый (по изотопному составу), но все же урановый материал в соответствии с реакциями (рис. 1):

- 1) захват нейтронов торием с накоплением делящегося  $^{233}\text{U}$ ;
- 2) пороговые реакции быстрых нейтронов с энергией, превышающей энергию связи нейтронов в ядре:



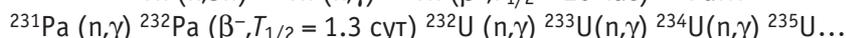
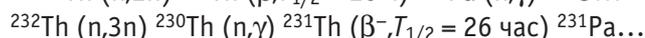
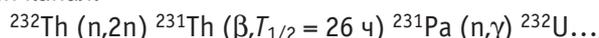
- 3) захват нейтрона образующимся протактинием  $^{231}\text{Pa} (n,\gamma) \dots ^{232}\text{U}$ .

В результате этих реакций в облучаемом тории наряду с  $^{233}\text{U}$  накапливаются  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{U}$ .

Поэтому можно сказать, что при облучении тория инициируются цепочки нуклидных превращений, которые можно сгруппировать следующим образом.

1. «Традиционная» ветвь, начинающаяся с захвата нейтрона торием – захватный канал:  
 $^{232}\text{Th} (n,\gamma) ^{233}\text{Th} (\beta^-, T_{1/2} = 22 \text{ мин}) ^{233}\text{Pa} (\beta^-, T_{1/2} = 27 \text{ сут}) ^{233}\text{U} (n,\gamma) ^{234}\text{U} (n,\gamma) \dots$

2. «Нетрадиционная» ветвь, начинающаяся с пороговых реакций (n,2n) и (n,3n) на тории – пороговый канал:



Видно, что вовлечение тория приведет, по существу, к наработке «легкой» урановой фракции – смеси легких изотопов урана  $^{232}\text{U}+^{233}\text{U}+^{234}\text{U}$ , доминирующая доля (и роль) в которой будет приходиться на привлекательный делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ .

При использовании такого урана топливный цикл энергетических реакторов (и тепловых, и быстрых) на длительное время (даже можно сказать, на очень длительное время, учитывая практически неограниченные ресурсы как урана, так и тория) может базироваться либо на урановом топливе, либо на смешанном (U+Pu)-топливе с утилизацией плутония и младших актинидов. Причем изотопный состав урана в составе топлива реакторов будет формироваться из смеси нарабатываемой легкой фракции  $^{232+233+234}\text{U}$  и используемого регенерированного урана.

Поэтому, если сосредоточить наработку этой легкой урановой фракции из ториевого сырья в относительно небольшом количестве очень эффективных наработчиков делящегося материала, то основной парк энергетических реакторов будет подпитываться по-прежнему урановым топливом. В качестве таких наработчиков можно рассматривать, в первую очередь, гибридные термоядерные реакторы СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ с Th-бланкетом и, например, с параметрами плазмы, уже достигнутыми в современных экспериментальных установках. Определенным, но существенно меньшим потенциалом в этом отношении обладают электроядерные установки с Th-бланкетом и быстрые реакторы.

Таким образом, в замкнутом (Th- $^{233}\text{U}$ - $^{235}\text{U}$ - $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливном цикле в результате многократного рециклирования топлива и при подпитке накапливаемой легкой урановой фракцией будет реализовываться (Th- $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ - $^{234}\text{U}$ - $^{235}\text{U}$ - $^{236}\text{U}$ - $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливный цикл с многоизотопной ( $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ - $^{234}\text{U}$ - $^{235}\text{U}$ - $^{236}\text{U}$ - $^{238}\text{U}$ )-урановой фракцией, включающей в себя практически все изотопы урана. При этом в будущем «центр тяжести» топливного цикла сместится с делящегося  $^{235}\text{U}$  на  $^{233}\text{U}$ .

Эта легкая урановая фракция, будучи смешана с основной массой регенерата урана в топливе, станет своего рода низкообогащенным урановым топливом энергетических ядерных реакторов. Это важный благоприятный фактор, позволяющий ослабить проблему неконтролируемого распространения делящегося материала. Кстати, три легких изотопа урана ( $^{232}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ) являются наиболее «радиоактивными» по сравнению с остальными изотопами урана, что служит дополнительным фактором, повышающим защищенность такого уранового топлива.

Как показали расчетно-теоретические исследования, при облучении тория быстрыми нейтронами наряду с накоплением легкой урановой фракции  $^{232+233+234}\text{U}$ , накапливаются легкие нуклиды  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{230}\text{Th}$  [2, 3]. Если нуклид  $^{231}\text{Pa}$  может быть выделен из облученного тория с помощью химических методов, то  $^{230}\text{Th}$  при дальнейшем облучении тория, захватывая нейтрон, превращается в  $^{231}\text{Pa}$ , который затем также может быть выделен.

Образование  $^{231}\text{Pa}$  при облучении тория неверно было бы расценивать как накопление побочного ненужного продукта – поглотителя нейтронов. Его добавление в урановое топливо энергетических реакторов инициирует цепочку нуклидных превращений  $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$ , которая придает этому топливу новое качество – стабилизация размножающих свойств топлива при глубоком выгорании [3]. Это открывает возможность реализовывать длительные топливные кампании, что увеличит автономность ядерных источников энергии и в итоге повысит экспортный потенциал всей ядерной энерготехнологии.

Таким образом, вовлечение тория в замыкаемый ядерный топливный цикл может способствовать решению ряда принципиальных проблем ЯЭ, с которыми она может столкнуться уже в обозримом будущем. Некоторые из них, весьма важные, к настоящему времени достаточно ясно обозначились, другие «узкие места», которые возникнут в крупномасштабной ЯЭ с замкнутым топливным циклом, уже предсказываются.

При этом имеется в виду, что существуют, по меньшей мере, три такие проблемы. Первая из них связана с необходимостью сокращения объема операций во внеш-

ней части ядерного топливного цикла (ЯТЦ) за счет существенного увеличения глубины выгорания топлива в энергетических реакторах. Вторая проблема – необходимость повышения защищенности ЯТЦ от неконтролируемого распространения делящихся материалов, что может значительно расширить экспортный потенциал технологии ЯЭ. Третья проблема – необходимость обезвреживания радиоактивных отходов путем превращения (трансмутации) долгоживущих продуктов деления (и, конечно, младших актинидов) в короткоживущие и стабильные нуклиды. В настоящее время указанные проблемы оказывают негативное влияние на общественное мнение относительно будущего крупномасштабной ядерной энерготехнологии.

### **ОСОБЕННОСТИ РЕШЕНИЯ РЕСУРСНОЙ ТОРИЕВОЙ ПРОБЛЕМЫ ДЛЯ РОССИИ**

Ранее уже обращалось внимание на две особенности, обычно высказываемые в связи с вовлечением в ЯЭ тория – другого сырьевого ресурса, наряду с природным ураном. Первая особенность состоит в том, что потребуется промышленная реализация иной технологии топлива (по сравнению с существующей урановой технологией), поскольку материаловедение, связанное с торием, отличается от уранового. Вторая особенность обусловлена тем, что преобразования потребуются не только в технологии обращения с топливом при его рециклировании, хранении и захоронении. Они потребуются (что весьма капиталоемко) начиная с добычи и первичной переработки ториевой руды. Поэтому важным является вопрос о том, в каких масштабах может потребоваться (или не потребуются) развертывание промышленности по добыче тория, которой в настоящее время, вообще говоря, еще не существует ни в одной стране мира.

Ведь торий, как известно, до сих пор находит весьма ограниченное применение в народном хозяйстве, например, в химической и металлургической промышленности, в электронике и медицине [4]. По разным оценкам, это применение весьма ограничено и составляет от нескольких десятков до 200 – 300 тонн в год.

В настоящее время торий добывается, по существу, как побочный продукт при добыче группы редкоземельных элементов, отделяется от руды при ее первичной переработке и откладывается для хранения и последующего использования. Как побочный продукт он также извлекается и при добыче урана в смешанных уран-ториевых месторождениях [5 – 7].

Однако, рассматривая эту проблему, нужно учитывать специфические особенности и различия при добыче и использовании уранового топливного ресурса от использования ториевого ресурса. Во-первых, это связано с тем, что большой масштаб урановой добывающей промышленности определяется не собственно делящимся  $^{235}\text{U}$ , а тем, что его содержание в природном уране составляет всего около 0.711%. Поэтому чтобы получить тонну  $^{235}\text{U}$  приходится добывать 170 – 200 тонн природного урана (с учетом неполного извлечения  $^{235}\text{U}$  при изотопном обогащении).

Поскольку у природного тория нет эффективного делящегося изотопа, подобного  $^{235}\text{U}$ , вовлечение тория в топливный цикл не обязательно должно потребовать подобных масштабов его добычи, поскольку добыча тория может ограничиваться его «расходом» только на наработку делящегося  $^{233}\text{U}$ . Во всяком случае, это будет в сильной степени определяться структурой построения топливного цикла и использования в нем тория.

Для оценки его минимального «расхода» можно исходить из следующего простого соображения. В каждом легководном реакторе мощностью 1000 МВт (эл.) сгорает ежегодно порядка 960 кг делящегося материала, около 60% из них приходится на  $^{235}\text{U}$  (576 кг), а с учетом радиационного захвата нейтронов и образования  $^{236}\text{U}$  – примерно на 40% больше, т.е. около 800 кг  $^{235}\text{U}$  в год на один «миллионный» блок.

Ядерная энергетика России середины XXI в. мыслится на уровне 50 – 70 ГВт (эл.). Поэтому, если теперь этот расходимый  $^{235}\text{U}$  заменять на  $^{233}\text{U}$ , то при прочих равных условиях «расход» тория при его облучении нейтронами (и накоплении  $^{233}\text{U}$ ) для ЯЭ России середины XXI в. будет настолько низкий (около 40 – 56 тонн ежегодно), что не потребуются освоения дополнительных месторождений и развертывания добывающих мощностей в стране.

Дело в том, что в настоящее время хранящиеся на складах запасы ториевого монацитового концентрата в окрестности г. Красноуфимска (Свердловская область) составляют 82 000 тонн с содержанием тория в нем около 4.7 вес.%, т.е. в количестве 3 800 тонн [8]. Даже этих имеющихся складских запасов могло бы хватить для ЯЭ России масштаба середины XXI в. примерно на 70 лет.

Наряду с расходом тория на его превращение в  $^{233}\text{U}$  необходимо учитывать потребности на заполнение бланкетов наработчиков и топливного цикла переработки. Химическая переработка облученного сырьевого материала может производиться практически без выдержки, как это рассматривается для ТИН с жидкосолевым бланкетом [9], поэтому в нашей оценке эту выдержку можно не учитывать.

Что касается потребности в тории для заполнения бланкета, то эта составляющая может оказаться существенной. Для подтверждения обратимся к проекту опытно-промышленного гибридного термоядерного наработчика плутония с U-бланкетом, который был разработан в 70 – 80 годах прошлого столетия в «Курчатовском институте» [10]. Урановый бланкет этого гибридного наработчика размещался за первой стенкой в зоне толщиной 20 см и содержал (U-Mo)-сплав обедненного урана. Термоядерная мощность составляла 578 МВт (тепл.), нейтронная нагрузка на первую стенку – 0.8 МВт/м<sup>2</sup>, наработка плутония – 4.0 т/год. Полная загрузка урана в бланкет этого гибридного термоядерного наработчика оценена величиной 1040 тонн.

Если принять эту оценку в качестве загрузки тория в бланкет ТИН с Th-бланкетом и учесть ежегодный расход тория на образование урана-233 на рассматриваемом максимальном уровне для ЯЭ РФ середины XXI в. (70 ГВт (эл.)), то оказывается, что имеющегося запаса тория, находящегося под Красноуфимском, хватит для работы двух таких гибридных наработчиков на более чем четверть века. Далее потребуется либо добыча, либо покупка Th-сырья.

Однако такая оценка может быть использована только в том случае, если торий не будет полностью присутствовать в составе топлива энергетических реакторов, т.е. он должен быть сосредоточен в ограниченном количестве эффективных наработчиков  $^{233}\text{U}$ . Именно такой вариант структуры ЯЭ России и может быть реализован, если будет разработана концепция термоядерного источника нейтронов с ториевым бланкетом. Тогда включение в топливный цикл таких эффективных источников наработки  $^{233}\text{U}$  даже в ограниченном количестве позволило бы обеспечить ядерную энергетику России искусственным урановым топливом (на базе делящегося  $^{233}\text{U}$ ) на достаточно длительный срок. При этом топливом тепловых реакторов будет многоизотопный уран, в котором доминирующими изотопами являются  $^{233}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ .

Если в свежее топливо ( $^{233}\text{U} + ^{238}\text{U}$ ) добавлять по несколько процентов нуклидов  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{237}\text{Np}$  (или плутоний в виде  $^{238}\text{Pu}$ ), то, как уже отмечалось, при облучении в реакторе в уране появится «примесь»  $^{232}\text{U}$ , причем в сопоставимом с содержанием  $^{233}\text{U}$  количестве. Одновременно с этим к накапливаемому (при захвате нейтрона  $^{238}\text{U}$ ) плутонию будет «примешиваться»  $^{238}\text{Pu}$  (накапливающийся по реакции  $^{237}\text{Np} (n, \gamma) ^{238}\text{Np} \dots ^{238}\text{Pu}$ ) и тоже в сопоставимых с  $^{239}\text{Pu}$  количествах. Это существенно повысит защищенность делящихся материалов в облученном топливе от неконтролируемого переключения на неэнергетические цели.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предлагается ввести термоядерные реакторы с Th-бланкетом в будущую ЯЭ РФ с замкнутым (U-Pu)-топливным циклом для наработки легкой урановой фракции  $^{232+233+234}\text{U}$ , а также  $^{231}\text{Pa}$ , что приведет к реализации ( $^{231}\text{Pa-Th-}^{232-233-234-235-236-238}\text{U-Pu}$ )-топливного цикла. При этом

- топливный цикл сместится с делящегося  $^{235}\text{U}$  на более привлекательный для тепловых энергетических реакторов  $^{233}\text{U}$ ;

- легкая урановая фракция будет наиболее «защищенной» в урановом компоненте топлива, а смешанная с регенератом урана станет еще и низкообогащенным урановым топливом, что ослабит проблему неконтролируемого распространения делящегося материала;

- добавление  $^{231}\text{Pa}$  в топливо стабилизирует его размножающие свойства, что позволит реализовать длительные топливные кампании, увеличить автономность ядерных источников энергии и в итоге повысить экспортный потенциал всей ядерной энерготехнологии;

- запасов тория, находящихся под Красноуфимском, хватит для работы ЯЭ России мощностью 70 ГВт (эл.) более чем на четверть века при использовании тория только в бланкетах термоядерных реакторов.

## Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
2. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в бланкете гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом // Атомная энергия. – 1984. – Т. 56. – Вып. 5. – С. 289-291.
3. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Апсэ В.А. О потенциале гибридных (синтез-деление) наработчиков топлива для ядерных реакторов (глубокое выгорание, защищенное топливо, стабилизированные размножающие свойства). Монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2014. 116 с.
4. Гаврилин В.И., Зубков Л.Д., Петрова Н.В. Минеральное сырье. Торий. Справочник. – М.: ЗАО «Геоинформмарк», 1998. 27 с.
5. Кац Дж., Сиборг Г., Морс Л. Химия актинидов. Т.1. – М.: Мир, 1991, 525 с.
6. Godoy J.M., Godoy M.L.D.P., Aronne C.C. Application of inductively coupled plasma quadrupole mass spectrometry for the determination of monazite ages by lead isotope ratios // Journal of Brazil Chemical Society. – 2007. – Vol. 18.
7. Holmes A. The Pre-Cambrian and associated rocks of the District of Mozambique // Quarterly Journal of Geological Society. – 1918. – Vol. 74. – PP. 31-98.
8. URL [http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25\\_1.pdf](http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25_1.pdf).
9. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла // ВАНТ, сер. «Термоядерный синтез». – 2014. – Том 4. – №37. – С. 3-8.
10. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е.. Опытно-промышленный гибридный наработчик делящегося топлива / Труды II Советско-Американского семинара. – 1978. – ИАЭ. – М.: Атомиздат. – С. 94-122.

Поступила в редакцию 03.02.2016 г.

## Авторы

Куликов Геннадий Генрихович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: [ggkulikov@mephi.ru](mailto:ggkulikov@mephi.ru)

Шмелёв Анатолий Николаевич, профессор, д-р.техн. наук

E-mail: [shmelan@mail.ru](mailto:shmelan@mail.ru)

Гераскин Николай Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: [nigeraskin@mephi.ru](mailto:nigeraskin@mephi.ru)

Куликов Евгений Геннадьевич, старший преподаватель, канд. техн. наук

E-mail: [egkulikov@mephi.ru](mailto:egkulikov@mephi.ru)

Апсэ Владимир Александрович, заведующий НИЧ, канд. техн. наук

E-mail: [apseva@mail.ru](mailto:apseva@mail.ru)

UDC 621.039.1, 621.039.6

## FUEL CYCLE OF RUSSIAN NUCLEAR POWER WITH INVOLVEMENT OF THORIUM RESOURCES AND THERMONUCLEAR NEUTRON SOURCE WITH Th-BLANKET

Kulikov G.G., Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov E.G., Apse V.A.  
NRNU MEPhI, 115409, Moscow, Kashirskoe shosse, 31

### ABSTRACT

The possible role of existing thorium reserves in Russia on engaging thorium in being currently closed (U-Pu)-fuel cycle of nuclear power of the country is considered. The application efficiency of thermonuclear neutron sources with thorium blanket for the economical use of existing thorium reserves is demonstrated.

The aim of the work is to find solutions of such major tasks as the reduction of both front-end and back-end of nuclear fuel cycle and an enhancing its protection against the uncontrolled proliferation of fissile materials by means of the smallest changes in the fuel cycle.

During implementation of the work we analyzed the results obtained earlier by the authors, brought new information on the number of thorium available in Russia and made further assessments.

On the basis of proposal on the inclusion of hybrid reactors with Th-blanket into the future NP for the production of light uranium fraction  $^{232+233+234}\text{U}$ , and  $^{231}\text{Pa}$ , we obtained the following results:

1. The fuel cycle will shift from fissile  $^{235}\text{U}$  to  $^{233}\text{U}$  which is more attractive for thermal power reactors.
2. The light uranium fraction is the most "protected" in the uranium component of fuel, and mixed with regenerated uranium will in addition become a low enriched uranium fuel, that will weaken the problem of uncontrolled proliferation of fissile materials.
3.  $^{231}\text{Pa}$  doping into the fuel stabilizes its multiplying properties that will allow us to implement long-term fuel residence time and eventually to increase the export potential of all nuclear power technologies.

4. The thorium reserves being near city Krasnoufimsk are enough for operation of large-scale NP of the RF of 70 GW (e.) capacity during more than a quarter century.

The general conclusion: the inclusion of a small number of hybrid reactors with Th-blanket into the future NP will allow us substantially to solve its problems, as well as to increase its export potential.

**Key words:** hybrid «FUSION-FISSION» reactor with Th-blanket, light uranium fraction, protactinium-231, multi-isotope uranium fuel, the stabilization of multiplication properties, the protection of fissile materials against uncontrolled proliferation.

### REFERENCES

1. Strategiya razvitiya atomnoj energetiki Rossii v pervoj polovine XXI veka. Osnovnye polozheniya. Moscow, Minatom Rossii Publ., 2000 (in Russian).
2. Marin S.V., Shatalov G.E. Izotopnyj sostav topliva v blankete gibridnogo termoyadernogo reaktora s torievym ciklom. *Atomnaya energiya*. 1984, v. 56, no. 5, pp. 289-291.
3. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A. O potenciale gibridnyh (sintez-delenie) narabotnikov topliva dlja jadernyh reaktorov (glubokoe vygoranie, zashhishhennoe toplivo stabilizirovannye razmnozhajushhie svojstva). Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2014. 116 p. (in Russian).
4. Gavrilin V.I., Zubkov L.D., Petrova N.V. Mineral'noe syr'yo. Torij. Spravochnik. Moscow. ZAO

«Geoinformmark» Publ., 1998, p. 27 (in Russian).

5. Кас Dzh., Siborg G., Mors L. *Himiya aktinidov*. Vol. 1. Moscow. Mir Publ., 1991, 525 p. (in Russian).

6. Godoy J.M., Godoy M.L.D.P., Aronne C.C. Application of inductively coupled plasma quadrupole mass spectrometry for the determination of monazite ages by lead isotope ratios. *Journal of Brazil Chemical Society*. 2007, v. 18.

7. Holmes A. The Pre-Cambrian and associated rocks of the District of Mozambique. *Quarterly Journal of Geological Society*. 1918, v. 74, pp. 31-98.

8. Available at: [http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25\\_1.pdf](http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/25_1.pdf).

9. Velihov E.P., Koval'chuk M.V., Azizov Je.A., Ignat'ev V.V., Subbotin S.A., Cibul'skij V.F. Gibridnyj termojadernyj reaktor dlja proizvodstva jadernogo gorjuchego s minimal'nym radioaktivnym zagrjazneniem toplivnogo cikla. *VANT, ser. «Termoyadernyj sintez»*, 2014, v. 4, no. 37, pp. 3-8 (in Russian).

10. Gornostaev B.D., Gur'ev V.V., Orlov V.V., Shatalov G.E. Opytno-promyshlennyj gibridnyj narabotchik delyashhegosya topliva. *Trudy II Sovetsko-Amerikanskogo Seminara. IAE, Atomizdat Publ.*, 1978, pp. 94-122 (in Russian).

### Authors

Kulikov Gennady Genrikhovich, Leading Researcher Engineer, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [ggkulikov@mephi.ru](mailto:ggkulikov@mephi.ru)

Shmelyov Anatoly Nikolaevich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [shmelan@mail.ru](mailto:shmelan@mail.ru)

Geraskin Nikolai Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [nigeraskin@mephi.ru](mailto:nigeraskin@mephi.ru)

Kulikov Evgeny Gennad'evich, Senior lecturer, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [egkulikov@mephi.ru](mailto:egkulikov@mephi.ru)

Apse Vladimir Aleksandrovich, Head of Scientific Research Activities, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [apseva@mail.ru](mailto:apseva@mail.ru)