

СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР МАЛОЙ МОЩНОСТИ С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ

**Г.Л. Хорасанов*, Д.С. Самохин*, А.С. Зевякин*,
Е.А. Земсков**, А.И. Блохин*****

***ИАТЭ НИЯУ МИФИ,**

249040, г. Обнинск, Калужская область, Студгородок, 1

****АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»,**

249033, г. Обнинск, Калужская область, пл. Бондаренко, 1

*****ИБРАЭ РАН,**

115191, г. Москва, ул. Большая Тульская, 52



Рассмотрена возможность получения активных зон (АЗ) реакторов малой тепловой мощности с жестким спектром нейтронов. Более жесткий спектр, нежели спектры известных быстрых натриевых и жидкосолевых реакторов, получен за счет выбора относительно малых размеров АЗ и использования металлического топлива и теплоносителя из природного свинца ^{nat}Pb . В расчетах этих композиций достигается повышенная средняя энергия нейтронов и высокая доля в спектре жестких нейтронов, с энергиями выше 0,8 МэВ, что обусловлено малым неупругим взаимодействием нейтронов с топливом без легких химических элементов и теплоносителем, содержащим мало замедляющий нейтроны изотоп ^{208}Pb в количестве 52,3%.

Интерес к созданию реакторов с жестким нейтронным спектром обусловлен возможностью практического применения их в качестве специальных трансмутаторов минорных актинидов (МА), а также в качестве изотопных и исследовательских реакторов с новыми потребительскими свойствами. В рассматриваемых реакторах при замене оксидного уранового топлива UO_2 металлическим уран-плутониевым топливом U-Pu-Zr средняя энергия нейтронов возрастает с 0,554 до 0,724 МэВ, а доля жестких нейтронов – с 18 до 28%. При этом однокрупное сечение деления ^{241}Am увеличивается с 0,359 до 0,536 барн, а вероятность деления ^{241}Am – с 22 до 39%. В составе топлива будущих реакторов-трансмутаторов предполагается использовать высокофононый плутоний, полученный в результате регенерации топлива, выгруженного после облучения в быстрых натриевых энергетических реакторах. В нем содержатся несгоревшие изотопы плутония и около 1% МА, которые в процессе дожигания в более жестком спектре трансмутируют в продукты деления. Это позволит снизить содержание МА в отработанном топливе реактора-трансмутатора и тем самым облегчить условия длительного хранения высокоактивных отходов атомной энергетики в специальных устройствах.

Ключевые слова: быстрый реактор, жесткий спектр нейтронов, металлическое уран-плутониевое топливо, теплоноситель из природного свинца, америций-241.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время вопросам трансмутации МА в продукты деления этих ядер уделяется большое количество публикаций [1 – 16]. Содержание ^{241}Am , например, в составе МОКС-топлива тепловых реакторов следует свести к минимуму как для безопасного обращения с топливом в процессе его фабрикации, так и для безопасного управления реактором. Присутствие значительных количеств ^{241}Am в захораниваемых высокоактивных отходах (ВАО) также нежелательно в связи с его высоким тепловыделением и высокой летучестью.

Как известно, в одном из сценариев двухкомпонентной (ВВЭР+БН) системы [4] атомной энергетики (АЭ) России быстрым натриевым реакторам (БН) отводится роль наработчика низкофонового плутония для МОКС-топлива тепловых реакторов. При этом БН будут запитываться энергетическим плутонием, полученным путем регенерации топлива, выгруженного после облучения в реакторах ВВЭР. Предполагается, что при этом слабоделящиеся МА, входящие в состав отработанного ядерного топлива (ОЯТ), будут переводиться в продукты деления. Однако для осуществления эффективной трансмутации МА спектр нейтронов АЗ энергетических быстрых реакторов (БР) натриевых и свинцовых представляется недостаточно жестким – средняя энергия нейтронов в АЗ не превышает 0,5 МэВ [13], что ограничивает вероятность деления ^{241}Am величиной порядка 15%. В результате часть МА не выгорает либо переводится в долгоживущие изотопы, и равновесное содержание МА в БР может иметь значение порядка 1% [3]. Эти МА, извлекаемые из ОЯТ БН, следует либо захоранивать, либо дожигать в реакторе-трансмутаторе с жестким спектром, в котором вероятность деления МА превышает 15%.

Работа посвящена рассмотрению возможности создания такого реактора с более жестким нейтронным спектром путем использования инновационных топливных композиций и тяжелого жидкометаллического теплоносителя.

Цель работы – показать численно возможность достижения высокой вероятности деления ^{241}Am , более 15%, в инновационных реакторах с жестким нейтронным спектром.

В качестве инновационных рассмотрены реакторы БРУЦ [17] с оксидным урановым топливом и БРУЦ-М2 [20] с металлическим уран-плутониевым топливом [19, 22]. На данном этапе в расчеты топливной композиции закладывался изотопный состав энергетического плутония, добываемого из ОЯТ тепловых легководных реакторов. Для получения сведений об изотопном векторе плутония, извлекаемого из ОЯТ БН с МОКС-топливом, потребуются дополнительные расчеты.

РЕАКТОРЫ БРУЦ И БРУЦ-М2

Реактор БРУЦ был предложен ИАТЭ НИЯУ МИФИ в качестве реактора для учебных целей. Его модернизация с переводом в режим реактора-трансмутатора, БРУЦ-М2, заключалась в увеличении мощности реактора и замене оксидного уранового топлива на уран-плутониевое, легированное цирконием. Параметры реакторов БРУЦ и БРУЦ-М2 приведены в табл. 1.

МЕТОД РАСЧЕТА

Плотности потоков нейтронов в центре АЗ реакторов БРУЦ и БРУЦ-М2 при 28-групповом разбиении нейтронного спектра рассчитывались в ГНЦ РФ-ФЭИ методом Монте-Карло по программе MCNP/4B [21] с библиотекой сечений на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1.

На основании полученных нейтронных спектров и при использовании тех же ядерных констант были рассчитаны следующие нейтронно-физические параметры:

Таблица 1

Параметры реакторов БРУЦ и БРУЦ-М2

Параметр	Значение для БРУЦ	Значение для БРУЦ-М2
Тепловая мощность, МВт	0,5	15
Эквивалентный диаметр активной зоны (АЗ), мм	618	460
Высота АЗ, мм	620	500
Количество ТВС в АЗ, шт	7	7
Количество твэлов в ТВС, шт	252	125
Размер ТВС под ключ, см	17	17
Шаг ТВС, см	17,2	17,2
Диаметр твэла по гладкой части, мм	12,7	9
Толщина оболочки твэла, мм	0,5	0,4
Диаметр топливной таблетки, мм	11,5	8,0
Шаг твэла, мм	14	14
Топливо	UO ₂	U 53 (²³⁵ U-19,7%) + + Pu 30 + Zr 17
Плотность топлива, г/см ³	10,5	13,37
Теплоноситель	^{nat} Pb	^{nat} Pb
Температура теплоносителя на входе/выходе АЗ, °С	460 / 500	450 / 500
Температура на поверхности оболочки твэла, °С	550	550
Объёмная доля теплоносителя/топлива/констр. мат. в АЗ, %	26 / 67 / 7	63 / 30 / 7
Загружаемая масса топлива в АЗ, кг	1176	293
Загружаемая масса делящихся нуклидов	205 кг ²³⁵ U	88 кг Pu и 31 кг ²³⁵ U
К _{эфф} при загрузке топлива в реактор	1,00721±0,00082	1,00018±0,00086
Плотность потока нейтронов в центре АЗ, 1/см ² ·с	1,6·10 ¹³	1,4·10 ¹⁵

- одногрупповая энергия нейтронов в центре АЗ (энергия, усредненная по нейтронному спектру центра АЗ);
- доля жестких ($E_n > 0,8$ МэВ) нейтронов в нейтронном спектре центра АЗ;
- одногрупповые сечения деления изотопов ²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁹U, ²⁴⁰U, ²⁴¹U и ²⁴¹Am;
- сечения радиационного захвата нейтронов этими ядрами;
- вероятности деления этих ядер.

Вероятность деления ²⁴¹Am $P_{f Am241}$ рассчитывалась из соотношения

$$P_{f Am241} = \langle \sigma_{fisAm241} \rangle / (\langle \sigma_{fisAm241} \rangle + \langle \sigma_{capAm241} \rangle),$$

где $\langle \sigma_{fisAm241} \rangle$ и $\langle \sigma_{capAm241} \rangle$ – одногрупповые сечения деления ядра ²⁴¹Am и сечения радиационного захвата нейтрона ядром ²⁴¹Am соответственно.

Вероятности деления ядер изотопов U и Pu рассчитывались аналогично.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

В таблице 2 приведены результаты расчета нейтронных характеристик АЗ реакторов БРУЦ и БРУЦ-М2 и одногрупповых ядерных сечений актинидов в рассчитанных нейтронных спектрах АЗ реакторов.

Из таблицы следует, что использование металлического топлива U-Pu-Zr вместо оксидного уранового топлива и тяжелого теплоносителя ^{nat}Pb в реакторе с малыми размерами АЗ приводит к увеличению

- средней энергии нейтронов в центре АЗ на 30%;
- доли жестких нейтронов, $E_n > 0,8$ МэВ, в нейтронном спектре центра АЗ на 57%;

Таблица 2

**Нейтронно-физические параметры АЗ реакторов БРУЦ и БРУЦ-М2
и ряда изотопов актинидов**

Параметр	Значение в БРУЦ	Значение в БРУЦ-М2	Изменение значения в БРУЦ-М2 относительно значения в БРУЦ, %
Средняя энергия нейтронов в центре АЗ, $\langle E_n \rangle$, МэВ	0,554	0,724	+ 30,69
Доля жестких нейтронов, $E_n > 0,8$ МэВ, %	18,11	28,45	+ 57,10
Одногрупповое сечение деления ^{235}U , барн	1,550	1,338	-13,68
ОСРЗНЯ*) ^{235}U , барн	0,362	0,238	-34,25
Вероятность деления ^{235}U , P_{fU235} , %	81,07	84,90	+ 4,72
Одногрупповое сечение деления ^{238}U , барн	0,059	0,080	+35,59
ОСРЗНЯ ^{238}U , барн	0,210	0,140	-33,33
Вероятность деления ^{238}U , P_{fU238} , %	21,93	36,36	+65,80
Одногрупповое сечение деления ^{238}Pu , барн	1,166	1,369	+17,41
ОСРЗНЯ ^{238}Pu , барн	0,499	0,341	-31,66
Вероятность деления ^{238}Pu , P_{fPu238} , %	70,03	80,06	+14,32
Одногрупповое сечение деления ^{239}Pu , барн	1,649	1,647	-0,12
ОСРЗНЯ ^{239}Pu , барн	0,275	0,154	-44,00
Вероятность деления ^{239}Pu , P_{fPu239} , %	85,71	91,46	+ 6,71
Одногрупповое сечение деления ^{240}Pu , барн	0,471	0,667	+ 41,61
ОСРЗНЯ ^{240}Pu , барн	0,335	0,206	-38,51
Вероятность деления ^{240}Pu , P_{fPu240} , %	58,44	76,40	+30,73
Одногрупповое сечение деления ^{241}Pu , барн	2,062	1,795	-12,95
ОСРЗНЯ ^{241}Pu , барн	0,294	0,196	-33,33
Вероятность деления ^{241}Pu , P_{fPu241} , %	87,52	90,16	+ 3,02
Одногрупповое сечение деления ^{242}Pu , барн	0,344	0,517	+ 50,29
ОСРЗНЯ ^{242}Pu , барн	0,289	0,178	-38,41
Вероятность деления ^{242}Pu , P_{fPu242} , %	54,34	74,43	+ 36,97
Одногрупповое сечение деления ^{241}Am , барн	0,359	0,536	+ 49,30
ОСРЗНЯ ^{241}Am , барн	1,281	0,835	-34,82
Вероятность деления ^{241}Am , P_{fAm241} , %	21,89	39,10	+ 78,62
*) ОСРЗНЯ – одногрупповое сечение радиационного захвата ядром			

- одногруппового сечения деления ядра ^{238}U на 35% и вероятности его деления на 65%;
- одногрупповых сечений деления ядер $^{240}, ^{242}\text{Pu}$ на 40 – 50% и вероятностей их деления на 30 – 37%;
- одногруппового сечения деления ядер ^{241}Am на 49% и вероятности его деления на 78%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано, что в быстром реакторе с малыми размерами АЗ ($D \times H = 0,46 \times 0,5$ м), запитанном металлическим топливом U53вес%+Pu30вес%+Zr17вес% и охлаждаемом природным свинцом, достигается достаточно жесткий спектр нейтронов со средней

энергией нейтронов $\langle E_n \rangle = 0,724$ МэВ в центре АЗ и высокой долей (28%) нейтронов с энергией выше 0,8 МэВ.

В жестком спектре нейтронов быстрого свинцового реактора БРУЦ-М2 рассчитанная вероятность деления ^{241}Am имеет значение порядка 39%, которое в 2 – 2,5 раза превосходит значение вероятности деления этого изотопа в энергетических быстрых натриевых реакторах. При этом однокрупное сечение деления ядер ^{241}Am составляет 0,536 барн, которое также в 2 – 2,5 раза превосходит значение сечения деления этого изотопа в энергетических быстрых натриевых реакторах.

Предложенный способ повышения делимости ядер МА в активной зоне реакторов с металлическим топливом и свинцовым теплоносителем может использоваться для дожигания равновесных остатков МА в ОЯТ быстрых натриевых энергетических реакторов в рамках двухкомпонентной (ВВЭР+БН) системы АЭ России.

Наряду с основной функцией трансмутатора реактор с жестким нейтронным спектром может послужить целям производства медицинских изотопов путем реакций (n, α) , (n, p) , $(n, 2n)$, которые малодоступны в ныне действующих изотопных реакторах.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Правительства Калужской области в рамках научного проекта № 18-48-400004.

Литература

1. Ганев И.Х., Орлов В.В., Адамов Е.О. Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики // Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 6. – С. 452-458.
2. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1999.
3. Лопаткин А.В. Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения. / Автореферат дисс. докт. техн. наук. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013. – 45 с.
4. Троянов В.М. Два плюс один. Двухкомпонентная система (ВВЭР и БН) как основа будущего и решения проблемы ОЯТ. // РЭА, – 2016. – № 9. – С. 22-29.
5. Haas D., Garbil R., Hugon M. The European activity on ADS. The EURATOM Research Framework Program. / Proc. 2nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems». – NEA/NSC/DOC (2015) 7. – 2015. – PP. 25-29.
6. Gabrielli F. Fuel for ADS: state-of-the-art, requirements, current and future programmes. // Ibid. – PP. 38-48.
7. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with ^{208}Pb // Ibid. – PP. 65-69.
8. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Выжигание младших актинидов в жестких нейтронных спектрах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 3. – С. 96-103.
9. Khorasanov G.L., Ed. Application of Stable Lead Isotope Pb-208 in Nuclear Power Engineering and Its Acquisition Techniques. – New-York: Nova Publishers, 2013. – 184 p.
10. Khorasanov G. and Blokhin A. Concerning Am-241 Incineration in the Nuclear Power Installations // Transactions of the American Nuclear Society. – 2014. – Vol. 111. – Iss. 2. – PP. 1329-1330.
11. Khorasanov G. Isotopic Tailored Lead Coolant with New Consuming Properties for Fast Reactors // Transactions of the American Nuclear Society. – 2015. – Vol. 112. – Iss. 1. – PP. 803-804.
12. Khorasanov G, Zemskov E and Blokhin A. Concerning advantages in using ^{208}Pb as such a FR coolant. // Journal of Physics Conference Series 781 (1): 012005 January 2017.
13. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Некоторые макрохарактеристики активных зон быстрых реакторов средней мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 3. – С. 18-22.
14. Гулевич А.В., Земсков Е.А., Комлев О.Г., Пономарев Л.И. Ускорительно-бланкетная система как сжигатель Np, Am, Cm в различных сценариях замыкания ядерного топливного цикла // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – Вып. 3. – С. 123-132.
15. Казанский Ю.А., Романов М.И. Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С. 140-146.
16. Казанский Ю.А., Иванов Н.В., Романов М.И. Результаты трансмутации малых актини-

дов в спектре нейтронов реакторов на тепловых и быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 77-86.

17. Самохин Д.С., Хорасанов Г.Л., Тормышев И.В., Земсков Е.А., Гостев А.Л., Терехова А.М., Кузьмичев С.А. Быстрый свинцовый реактор малой мощности для учебных целей. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 3. – С.135-143.

18. Хорасанов Г.Л., Самохин Д.С., Зевякин А.С. Вероятность выжигания америция-241 в быстрых свинцовых реакторах. / Сб. докладов научно-практической конференции с международным участием «Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность-2017», 11-15 сентября 2017 года, г. Севастополь, Россия. – Севастополь: СевГУ, 2017. – С. 1467-1471.

19. Ваганов И.В., Гаджиев Г.И., Косулин Н.С., Сюзев В.Н. Результаты испытаний и послерадиационных исследований ТВС УПЦ-1 с металлическим U-Pu-Zr-топливом. / Сб. докладов VI Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: НИИАР, 2000. – Т. 2.

20. Хорасанов Г.Л., Самохин Д.С. Концепция малых реакторов серии БРУЦ. / Сб. тезисов докладов II Международной конференции молодых ученых, специалистов, аспирантов, студентов «Инновационные ядерные реакторы малой и сверхмалой мощности», Обнинск, 15-17 мая 2017 г. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2017. – С. 19-21.

21. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M. – Los Alamos National Laboratory, March 1997.

22. Aitkalieva A, Papesch C.A. Microstructural characterization of metallic transmutation fuels. / Presentation at the 14-th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Products Partitioning and Transmutation, IEMPT-14, 17-20 October 2016, San Diego, USA. Abstract is published in the IEMPT-14 Proceedings: NEA/NSC/R (2017) 3. – PP. 181-182.

Поступила в редакцию 12.04.2017 г.

Авторы

Хорасанов Георгий Леванович, доцент, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: khorasanow@yandex.ru

Самохин Дмитрий Сергеевич, и.о. начальника отделения, доцент, канд. техн. наук
E-mail: dmit0507@gmail.com

Зевякин Александр Сергеевич, аспирант
E-mail: alexzev1991@mail.ru

Земсков Евгений Алексеевич, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: zemskov@ippe.ru

Блохин Анатолий Иванович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: blokhin@obninsk.ru

UDC 621.039.54(04)

SMALL POWER LEAD FAST REACTOR WITH METALLIC FUEL

Khorasanov G.L. *, Samokhin D.S. *, Zevyakin A.S. *, Zemskov E.A. **, Blokhin A.I. ***

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** SSC «RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

*** Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences

52 Bolshaya Tulskaaya st., Moscow, 115191 Russia

ABSTRACT

The possibility for obtaining a hard neutron spectrum in small reactor cores is considered. A harder spectrum, than spectra in known fast sodium and molten salt reactors, has been obtained thanks to the selection of relatively small core dimensions

and the use of metallic fuel and natural lead (^{nat}Pb) coolant. In the calculations for these compositions, increased average neutron energy and a high share of hard neutrons in the spectrum (with energies greater than 0.8 MeV) are achieved which is caused by the small inelastic neutron-fuel interaction in the absence of light chemical elements and the coolant containing 52.3% of ^{208}Pb , a low moderating isotope.

An interest in creating reactors with a hard neutron spectrum is explained by the fact that such reactors can be practically used as burners of minor actinides, as well as isotope production and research reactors with new consumer properties. With the uranium oxide fuel (UO_2) replaced by metallic uranium-plutonium fuel (U-Pu-Zr), the reactors under consideration have the average energy of neutrons and the share of hard neutrons increasing from 0.554 to 0.724 MeV and from 18 to 28% respectively. And the one-group fission cross-section of ^{241}Am increases from 0.359 to 0.536 barn, while the probability of ^{241}Am fission increases from 22 to 39%. It is suggested that fuel resulting from regeneration of irradiated fuel from fast sodium cooled power reactors to be used as part of future burner reactors. It contains unburnt plutonium isotopes and some 1% of minor actinides (MA) which transmutate into fission products in the process of being reburnt in a harder spectrum. This will make it possible to reduce the MA content in the burner spent fuel and facilitate so the long-term storage conditions for high-level nuclear waste in dedicated devices.

The reported research was funded by Russian Foundation for Basic Research and the Government of the Kaluga region, grant No 18-48-400004.

Key words: fast reactor, hard neutron spectrum, metallic uranium-plutonium fuel, natural lead coolant, americium-241.

REFERENCES

1. Ganev I.H., Orlov V.V., Adamov E.O. Achieving radiation equivalence for radioactive waste of nuclear power engineering. *Atomnaya Energiya*. 1992, v. 73, no. 1, pp. 44-50 (in Russian).
2. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V., Mursatov V.G., Orlov V.V. Transmutation fuel cycle in a large scale nuclear power in Russia. Moscow. NIKIET Publ., 1999 (in Russian).
3. Lopatkin A.V. Fuel cycle of large scale nuclear power engineering of Russia based on principles of fuel and radiation balance and nonproliferation. Dr. tech. sci. diss. Obninsk. SSC RF-IPPE Publ., 2013, 45 p. (in Russian).
4. Trojanov V.M. Two plus one. Two component systems (VVER and BN) as a base for the future and a solution of SNF problem. *RosEnergoAtom*. 2016, no. 9, pp. 22-29 (in Russian).
5. Haas D., Garbil R., Hugon M. The European activity on ADS. The EURATOM Research Framework Program. Proc. 2nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems». NEA/NSC/DOC (2015) 7, 2015, pp. 25-29.
6. Gabrielli F. Fuel for ADS: state-of-the-art, requirements, current and future programmes. *Ibid.*, pp. 38-48.
7. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with ^{208}Pb . *Ibid.*, pp. 65-69.
8. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Incineration of minor actinides in hard neutron spectra. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 3, pp. 96-103 (in Russian).
9. Khorasanov G.L., Ed. Application of Stable Lead Isotope Pb-208 in Nuclear Power Engineering and Its Acquisition Techniques. Nova Publishers, New-York, 2013, 184 p.
10. Khorasanov G. and Blokhin A. Concerning Am-241 Incineration in the Nuclear Power Installations. *Transactions of the American Nuclear Society*. 2014, v. 111, no. 2, pp. 1329-1330.
11. Khorasanov G. Isotopic Tailored Lead Coolant with New Consuming Properties for Fast Reactors. *Transactions of the American Nuclear Society*. 2015, v. 112, no. 1, pp. 803-804.
12. Khorasanov G, Zemskov E and Blokhin A. Concerning advantages in using ^{208}Pb as such a FR coolant. *Journal of Physics Conference Series*. 781(1): 012005 January 2017.

13. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Some macroscopic characteristics of fast reactors of intermediate capacity. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2012, no. 3, pp. 18-22 (in Russian).
14. Gulevich A.V., Zemskov E.A., Komlev O.G., Ponomaryov L.I. Accelerator-blanket system as an incinerator of Np, Am, Cm in various scenario of closing nuclear fuel cycle. *Atomnaya energiya*. 2013, v. 115, no. 3, pp. 123-132 (in Russian).
15. Kazansky Yu.A., Romanov M.I. Transmuting minor actinides with thermal reactor neutrons. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 140-148 (in Russian).
16. Kazansky Yu.A., Ivanov N.V., Romanov M.I. The results of the transmuting minor actinides with thermal and fast reactors neutrons. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 2, pp. 77-86 (in Russian).
17. Samokhin D.S., Khorasanov G.L., Tormyshev I.V., Zemskov E.A., Gostev A.L., Terehova A.M., Kuz'michyov S.A. Small power lead fast reactor for purposes of education. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 3, pp. 135-141 (in Russian).
18. Khorasanov G.L., Samokhin D.S., Zevyakin A.S. ²⁴¹Am incineration probability in lead fast reactors. Proc. Int. Conf. «Ecological, Industrial and Energetical Safety-2017», 11-15 September 2017, Sevastopol'. Sevastopol'. SevGU Publ., 2017, pp. 1467-1471 (in Russian).
19. Vaganov I.V., Gadjiev G.I., Kosulin N.S., Syuzev V.N. Results of postirradiation examinations of FA UPTS-1 with metallic U-Pu-Zr fuel. Proc. of the 6-th Russian Conf. on reactor materials. Dimitrovgrad. NIIAR Publ., 2000, v. 2 (in Russian).
20. Khorasanov G.L., Samokhin D.S. A concept of BRUTS series reactors. Proc. of the 2-nd Int. Conf. of young scientists, specialists, postgraduates and students «Innovative nuclear reactors of small and ultra-small power», May 15-17, 2017, Obninsk. Obninsk. INPE NRNU MEPhI Publ., 2017, pp. 19-21 (in Russian).
21. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March 1997.
22. Aitkalieva A., Papesch C.A. Microstructural characterization of metallic transmutation fuels. Presentation at the 14-th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Products Partitioning and Transmutation, IEMPT-14, 17-20 October 2016, San Diego, USA. Abstract is published in the IEMPT-14 Proceedings: NEA/NSC/R (2017) 3, pp. 181-182.

Authors

Khorasanov Georgij Levanovich, Associate Professor, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: khorasanow@yandex.ru

Samokhin Dmitrij Sergeevich, Head of Division, Associate Professor, Cand. Sci.

(Engineering)

E-mail: dmit0507@gmail.com

Zevyakin Aleksandr Sergeevich, Postgraduate

E-mail: alexzev1991@mail.ru

Zemskov Evgenij Alekseevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: zemskov@ippe.ru

Blokhin Anatolij Ivanovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: blokhin@obninsk.ru