

РЕАКТОР С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ И ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ИЗ РАСПЛАВА СВИНЦА-208

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин*

ИАТЭ НИЯУ МИФИ

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

* ИБРАЭ РАН

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

Р

Рассмотрена концепция быстрого свинцового реактора тепловой мощностью 25 МВт для различных целей: выжигания минорных актинидов, производства медицинских радиоизотопов, исследования радиационных повреждений материалов ядерной техники и т.д. Особенностью предлагаемого реактора является достаточно большая плотность потока нейтронов $2,6 \cdot 10^{15}$ н/(см²·с) в центре активной зоны (АЗ), высокая средняя энергия нейтронов 0,95 МэВ в центре АЗ, а также высокая доля (40%) жестких нейтронов $E_n > 0,8$ МэВ. Предельно высокие расчетные параметры реактора достигаются благодаря малым размерам АЗ, $D \times H \approx 0,50 \times 0,42$ м², инновационному металлическому топливу из сплава Pu-Am-Np-Zr и теплоносителю из свинца ²⁰⁸Pb. В жестком спектре АЗ реактора достигается относительно высокая вероятность деления ²⁴¹Am, порядка 50%, что позволяет выжечь до 4 кг ²⁴¹Am в течение одной кампании реактора длительностью 1000 эффективных суток.

Ключевые слова: реактор малой мощности, плутоний-америций-нептуниевое топливо, теплоноситель из свинца-208, выжигание минорных актинидов.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время для перспективных быстрых реакторов наряду с легким натриевым теплоносителем рассматриваются тяжелые свинцово-висмутовый и свинцовый теплоносители. К достоинствам последних относят их химическую инертность, малую активацию и малое поглощение нейтронов [1, 2]. Однако еще одному полезному свойству тяжелых теплоносителей – способности слабо замедлять нейтроны – не уделяется должного внимания. Как известно, слабое замедление нейтронов свинцом обусловлено его большой атомной массой $A = 207,2$ и наличием в его составе в количестве 52% стабильного изотопа свинца ²⁰⁸Pb с высоким порогом неупругого рассеяния нейтронов $E_{\text{порог}} = 2,63$ МэВ. На уникальные свойства ²⁰⁸Pb как перспективного теплоносителя активных зон быстрых реакторов впервые обращалось внимание в работе [3]. Ранее в [4 – 11] указывалось на возможность увеличения средней энергии нейтронов на 6 – 7% во внутренней подзоне быстрого реактора с естественной циркуляцией РБЕЦ-М [12] при замене его штатного свинцово-висмутового теплоносителя на свинец ²⁰⁸Pb.

В статье показывается, что теплоноситель из свинца ²⁰⁸Pb в сочетании со слабо замедляющим металлическим топливом, например, плутоний-америций-нептуниевым [13, 14], и малыми размерами активной зоны $D \times H \approx 0,50 \times 0,42$ м² может обеспечить предельно высокую среднюю энергию нейтронов в центре АЗ, близкую к 1 МэВ, т.е. вели-

© Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин, 2019

чину, недостижимую в ныне действующих быстрых натриевых реакторах средней мощности БН-600 и БН-800 [15].

Реактор с предельно жесткими нейтронами может быть востребован для различных целей, в первую очередь, для выжигания экологически опасных минорных актинидов ^{237}Np , ^{241}Am и ^{244}Cm с высоким порогом деления ядер $E_{\text{порог}} > 0,8$ МэВ, а также для исследования радиационных повреждений материалов ядерной техники, которые происходят, в основном, за счет воздействия на них быстрых нейтронов. В работе рассматривается возможность получения жесткого спектра нейтронов в реакторе небольшой мощности – 25 МВт тепловых, но с параметрами, достаточными для заметного (~ 15%) выгорания слабо делящихся нуклидов в течение одной кампании реактора. При этом предполагается, что длительность кампании реактора ограничена лишь набором величины флюенса нейтронов, при котором не происходит катастрофического повреждения оболочек твэлов.

КОНЦЕПЦИЯ РЕАКТОРА БРУЦ-25

Проект быстрого реактора для учебных целей БРУЦ был рассмотрен в работе [16]. Его оптимизация и перевод в режим реактора-выжигателя заключались в увеличении тепловой мощности и использовании инновационного металлического топлива, легированного цирконием [14, 17 – 19]. Проектные параметры реактора БРУЦ-25 приведены в табл. 1.

Таблица 1

Проектные параметры реактора БРУЦ-25

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	25
Эквивалентный диаметр АЗ, мм	500
Высота АЗ, мм	418
Количество ТВС в АЗ, шт.	7
Количество твэлов в ТВС, шт.	165
Теплонапряженность АЗ, кВт/л	293
Средняя линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м	50
Размер ТВС под ключ, см	20,1
Шаг ТВС, см	20,2
Диаметр твэла по гладкой части, мм	8,2
Толщина оболочки твэла, мм	0,3
Диаметр топливной таблетки, мм	7,4
Шаг твэла, мм	14
Топливо, % вес.	$\text{Pu}_{\text{эл}}47,6 + \text{Am}10,5 + \text{Np}0,3 + \text{Zr}41,6$
Плотность топлива, г/см ³	10,3
Теплоноситель	^{208}Pb
Температура теплоносителя на входе/выходе АЗ, °С	450 / 530
Температура на поверхности оболочки твэла, °С	610
Объемная доля теплоносителя/топлива/констр. мат. в АЗ, %	69 / 25 / 6
Загружаемая масса топлива в АЗ, кг	215,8
Загружаемая масса Pu энергетического в АЗ, кг	102,72
Масса Am-241 в АЗ, кг	28,68
Масса Np-237 в АЗ, кг	0,75
$k_{\text{эфф}}$ при загрузке топлива в реактор, охлаждаемый ^{208}Pb	$1,01616 \pm 0,00029$
Плотность потока нейтронов в центре АЗ, 1/(см ² ·с)	$2,6 \cdot 10^{15}$
Кампания, эфф. сут	1000

МЕТОД РАСЧЕТА

Плотности потоков нейтронов в центре АЗ реактора БРУЦ-25 рассчитывались по программе MCNP/4B [20] в ГНЦ РФ-ФЭИ. На их основе и при использовании ядерных констант, подготовленных [21] из библиотеки ENDF/B-VII.0, были рассчитаны следующие нейтронно-физические параметры: средняя энергия нейтронов в центре АЗ; доля жестких нейтронов $E_n > 0,8$ МэВ в центре АЗ; однокрупные сечения деления и радиационного захвата нейтронов ядер $^{238-242}\text{Pu}$, ^{241}Am и ^{237}Np и вероятности деления этих ядер.

На рисунке 1 приведены рассчитанные спектры нейтронов в центре АЗ реактора БРУЦ-25 с разными теплоносителями – $^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ^{208}Pb .

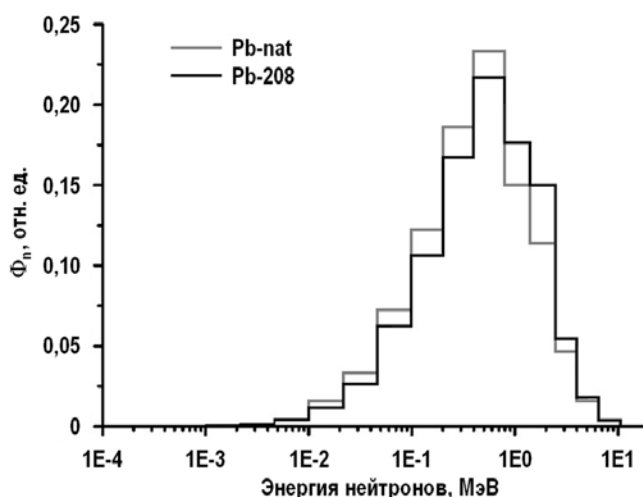


Рис. 1. Спектры нейтронов в центре АЗ реактора БРУЦ-25, охлаждаемого $^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ^{208}Pb . Доли жестких нейтронов $E_n > 0,8$ МэВ составляют 32,97 и 40,28% соответственно

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

В таблице 2 приведены результаты расчета нейтронно-физических параметров реактора БРУЦ-25. В таблице принята следующая схема расчетов:

– вероятность деления ядер P_{fis} рассчитывалась по соотношению

$$P_{\text{fis}} = \langle \sigma_{\text{fis}} \rangle / (\langle \sigma_{\text{fis}} \rangle + \langle \sigma_{\text{cap}} \rangle),$$

где $\langle \sigma_{\text{fis}} \rangle$ и $\langle \sigma_{\text{cap}} \rangle$ – однокрупные сечения деления ядра и сечения радиационного захвата нейтрона ядром соответственно;

– состав выдержанного в течение 20-ти лет энергетического плутония в масс. %: ^{237}Np – 0,10, ^{238}Pu – 1,19, ^{239}Pu – 63,05, ^{240}Pu – 21,50, ^{241}Pu – 4,07, ^{242}Pu – 4,12, ^{241}Am – 5,87.

Из представленных данных следует, что в жестком нейтронном спектре центральной части АЗ реактора БРУЦ-25 величины однокрупных сечений деления ядер $^{240,242}\text{Pu}$, ^{241}Am и ^{237}Np не более чем в два раза отличаются от величин однокрупных сечений хорошо делящихся изотопов плутония $^{238,239,241}\text{Pu}$.

ВЫГОРАНИЕ АКТИНИДОВ В ТОПЛИВЕ РЕАКТОРА БРУЦ-25

Для оценки величины выгорания изотопов в топливе реактора БРУЦ-25 воспользуемся следующим соотношением:

$$\Delta M(t) = \{1 - \exp(-\Phi_n \cdot \langle \sigma_{\text{fis}} \rangle \cdot t)\}, \quad (1)$$

где $\Delta M(t)$ – доля выгоревшей массы изотопа; Φ_n – плотность потока нейтронов в АЗ, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$; $\langle \sigma_{\text{fis}} \rangle$ – однокрупное сечение деления ядра изотопа, 10^{-24} см^2 ; t – время облучения изотопа, с.

Нейтронно-физические параметры АЗ реактора БРУЦ-25 и ряда изотопов актинидов

Параметр	Значение
Средняя энергия нейтронов в центре АЗ (E_n), МэВ	0,955
Доля быстрых нейтронов $E_n > 0,1$ МэВ, %	89,34
Доля жестких нейтронов $E_n > 0,8$ МэВ, %	40,28
Одногрупповое сечение деления ^{238}Pu , барн	1,516
ОСРЗНЯ* ^{238}Pu , барн	0,298
Вероятность деления ^{238}Pu , %	83,56
Одногрупповое сечение деления ^{239}Pu , барн	1,684
ОСРЗНЯ ^{239}Pu , барн	0,128
Вероятность деления ^{239}Pu , %	92,95
Одногрупповое сечение деления ^{240}Pu , барн	0,836
ОСРЗНЯ ^{240}Pu , барн	0,178
Вероятность деления ^{240}Pu , %	82,45
Одногрупповое сечение деления ^{241}Pu , барн	1,754
ОСРЗНЯ ^{241}Pu , барн	0,174
Вероятность деления ^{241}Pu , %	90,98
Одногрупповое сечение деления ^{242}Pu , барн	0,670
ОСРЗНЯ ^{242}Pu , барн	0,155
Вероятность деления ^{242}Pu , %	81,23
Одногрупповое сечение деления ^{241}Am , барн	0,731
ОСРЗНЯ ^{241}Am , барн	0,708
Вероятность деления ^{241}Am , %	50,81
Одногрупповое сечение деления ^{237}Np , барн	0,821
ОСРЗНЯ ^{237}Np , барн	0,540
Вероятность деления ^{237}Np , %	60,30
* ОСРЗНЯ – Одногрупповое сечение радиационного захвата нейтрона ядром	

В таблице 3 приведены оценки доли выгоревшей массы изотопов $^{238-242}\text{Pu}$ и ^{241}Am в АЗ реактора БРУЦ-25, рассчитанные согласно соотношению (1) при плотности потока нейтронов $\Phi_n = 2,6 \cdot 10^{15} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и $t = 1000 \text{ эфф. сут} = 8,64 \cdot 10^7 \text{ с}$. Предполагается, что за период одной кампании, равный 1000 эфф. сут, при соответствующем этому времени флюенсе нейтронов $\Phi_n \cdot t = 2,25 \cdot 10^{23} \text{ 1}/\text{см}^2$ и повреждающей дозе менее 75 сна (смещение на атом) твэлы с оболочкой из стали ЭП 823 сохраняют свою работоспособность.

Результаты выгорания актинилов в топливе за одну кампанию реактора БРУЦ-25 можно резюмировать следующим образом:

- из загруженных 125,92 кг делящихся изотопов выгорает 31,00 кг, т.е. 24,62% вес;
- наиболее сильно выгорают хорошо делящиеся изотопы плутония $^{238}, ^{239}, ^{241}\text{Pu}$ в количестве 28 – 32% вес от исходной массы делящихся изотопов;
- ^{241}Am и ^{237}Np выгорают в количестве 15 – 16% вес от их исходной массы;
- процентное содержание изотопов $^{238-242}\text{Pu}$, ^{241}Am и ^{237}Np в невыгоревшем Pu меняется незначительно – на 1 – 5%, по сравнению с их исходным процентным содержанием в составе $\text{Pu}_{\text{энерг}}$.

Что касается ^{241}Am , то он содержится в топливе БРУЦ-25 в количестве 28,68 кг, в том числе 6,03 кг в составе энергетического плутония и 22,65 кг в сплаве $\text{Pu}_{\text{энерг}}\text{-Am-Np-Zr}$. В соответствии с приведенным выше процентом выгорания ^{241}Am 15% масса выгоревше-

го за одну кампанию америция составит $\Delta M_{Am241} = 4,3$ кг. При этом еще 4,3 кг ^{241}Am трансмутируется в ^{242}Am с последующим быстрым переходом в ^{242}Cm и ^{242}Pu .

Таблица 3

Оценка массы изотопов топлива, выгоревшей за кампанию в 1000 эфф. сут в АЗ реактора БРУЦ-25 с теплоносителем из ^{208}Pb

Делящийся изотоп и его процентное содержание в загружаемом топливе	Масса делящегося изотопа при загрузке M , кг	Масса выгоревшего изотопа ΔM , кг	Доля выгоревшего изотопа $\Delta M/M$, %	Масса невыгоревшего изотопа и его процентное содержание в топливе в конце первой кампании
^{238}Pu , 0,57% вес.	1,22	0,35	28,78	0,87 кг, 0,47% вес.
^{239}Pu , 30,01% вес.	64,77	20,47	31,60	44,30 кг, 23,99% вес.
^{240}Pu , 10,23 % вес.	22,09	3,82	17,30	18,26 кг, 9,89% вес.
^{241}Pu , 1,94% вес.	4,18	1,35	32,30	2,83 кг, 1,53% вес.
^{242}Pu , 1,96% вес.	4,23	0,59	13,90	3,644 кг, 1,97% вес.
^{241}Am , 13,29% вес.	28,68	4,30	15,00	24,38 кг, 13,20% вес.
^{237}Np , 0,40% вес.	0,75	0,12	16,50	0,66 кг, 0,34% вес.
Итого: 58,40% вес. в топливе весом 215,8 кг	Итого: 125,92 кг	Итого: 31,00 кг		Итого: 94,91 кг, 51,39% вес. в топливе весом 184,69 кг

В этом случае для трансмутации (перевода в продукты деления) америция, нарабатываемого одним ВВЭР-1000 за один год (25,75 кг [22]), потребуется работа на мощность примерно в течение трех лет шести реакторов малой мощности типа БРУЦ-25.

Предложенная схема выгорания актинидов в предельно жестком спектре реакторов малой мощности может рассматриваться наряду с другими, ныне предлагаемыми сценариями [22 – 25], для решения проблемы снижения радиационной опасности долгоживущих высоко активных отходов (ДВАО).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложена концепция свинцового реактора тепловой мощностью 25 МВт, запитанного инновационным (ныне разрабатываемым) плутоний-америций-нептуниевым топливом Pu-Am-Np-Zr. Сочетание этого топлива, малых габаритов активной зоны и теплоносителя из свинца ^{208}Pb обеспечивает достижение предельно высокой средней энергии нейтронов – примерно 0,95 МэВ в центре активной зоны и высокой доли (~ 40%) нейтронов с энергией выше 0,8 МэВ. Показано, что в этом предельно жестком спектре нейтронов величины однопиковых сечений деления изотопов ^{241}Am и ^{237}Np находятся в диапазоне 0,7 – 0,8 барн, причем однопиковые сечения этих слабо делящихся изотопов отличаются от однопиковых сечений хорошо делящихся изотопов $^{238}, ^{239}, ^{241}Pu$ не более чем в два раза. Это обстоятельство позволяет выжечь слабо делящиеся изотопы америция и нептуния на величину примерно 15 – 16% от исходной массы в одну кампанию реактора. Наличие ^{241}Am в загружаемом инновационном топливе в количестве 28,68 кг позволяет трансмутировать (переводить в продукты деления) около 4,3 кг его массы за три года работы одного реактора тепловой мощностью 25 МВт. Для выгорания америция, нарабатываемого одним ВВЭР-1000 за один год (25,75 кг), потребуется работа

на мощность шести реакторов БРУЦ-25 в течение примерно трех лет.

Предложенный способ перевода ^{241}Am и ^{237}Np в продукты деления может рассматриваться наряду с другими ныне предлагаемыми сценариями трансмутации актинидов для снижения долговременной опасности РАО.

Литература

1. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Степень приближения к радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана в топливном цикле ядерной энергетики России. // Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 6. – С. 403-409.
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 НИКИ-ЭТ, 1999. – 273 с.
3. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A., Glebov V.B., Tsurikov D.F., Morozov A.G. Radiowaste transmutation in nuclear reactors. // IAEA-TECHDOC-693. – IAEA, 1993. – PP. 77-86.
4. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with ^{208}Pb . Proc. of the II-nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems». – NEA/NSC/DOC (2015) 7, 2015. – PP. 65-69.
5. Khorasanov G. and Blokhin A. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with lead-208. Proc. of the IV-th Conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies». – Obninsk: SSC RF-IPPE, 2014. – Vol. 2. – PP. 503-508.
6. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Ужестчение нейтронного спектра в критических и подкритических реакторах при обогащении свинцового теплоносителя свинцом-208. // Перспективные материалы (спец. выпуск). – М.: ООО «Интерконтакт Наука», 2013. – С. 444-448.
7. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Выжигание младших актинидов в жестких нейтронных спектрах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 3. – С. 96-103.
8. 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.
9. Khorasanov G. and Blokhin A. Concerning Am-241 Incineration in the Nuclear Power Installations // Transactions of the American Nuclear Society. – 2014. – Vol. 111. – No. 2. – PP. 1329-1330.
10. Khorasanov G. Isotopic Tailored Lead Coolant with New Consuming Properties for Fast Reactors // Transactions of the American Nuclear Society. – 2015. – Vol. 112. – No. 1. – PP. 803-804.
11. 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.
12. Алексеев П.Н., Микитюк К.О., Васильев А.В., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Л., Субботин С.А. Оптимизация концептуальных решений для свинцово-висмутового реактора РБЕЦ-М // Атомная энергия. – 2004. – Т. 97. – Вып. 2. – С. 114-125.
13. Ваганов И.В., Гаджиев Г.И., Косулин Н.С., Сюев В.Н. Результаты испытаний и послерадиационных исследований ТВС УПЦ-1 с металлическим U-Pu-Zr-топливом. / Сб. докладов VI Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: НИИ-АР. -2000. – Т. 2.
14. Harp J., Capriotti L., Chichester H.J.M. Preliminary Postirradiation Examination Comparison between AFC-1 and FUTURIX-FTA. Proc. of the XIV-th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Products Partitioning and Transmutation (14IEMPT)]. – OECD NEA. – 2017.
15. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Некоторые макрохарактеристики активных зон быстрых реакторов средней мощности. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 3. – С. 18-22.
16. 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.
17. Хорасанов Г.Л., Самохин Д.С., Зевякин А.С., Земсков Е.А., Блохин А.И. Свинцовый реак-

тор малой мощности с металлическим топливом. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 1. – С. 33-40.

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

19. 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.

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

21. Блохин Д.А., Митенкова Е.Ф., Блохин А.И. Подготовка полных библиотек ядерных данных в поточечном представлении на основе файлов оцененных данных ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4. / Препринт ИБРАЭ № ИБРАЭ-2011-08, Москва, 2011, 58 с.

22. 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.

23. Haas Didier, Garbil Roger, Hugon Michel. The European activity on ADS. The EURATOM Research Framework Programme. Proc. of the II-nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems». – NEA/NSC/DOC (2015) 7, 2015. – PP. 25-39.

24. 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.

25. Казанский Ю.А., Иванов Н.В., Романов М.И. Результаты трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реакторов на тепловых и быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 77-86.

Поступила в редакцию 18.07.2019 г.

Авторы

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

Блохин Анатолий Иванович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: bai@ibrae.ac.ru

UDC 621.039.54(04)

REACTOR WITH METALLIC FUEL AND LEAD-208 COOLANT

Khorasanov G.L., Blokhin A.I.*

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

*Nuclear Safety Institute of the RAS
52 Bol'shaya Toul'skaya st., Moscow, 115191 Russia

ABSTRACT

This time, several projects dedicated to fast reactors (FRs) with lead and lead-bismuth coolants, BREST-OD-300, SVBR-100, RBETS-M, BRUTS are proposed in Russia. They will have several valuable consuming properties: chemical inertness, low neutron absorption, low activation and others. Usage of lead coolant leads also to the possibility of achieving a hard-enough neutron spectrum that allows increasing the incineration probability of ^{241}Am , ^{237}Np and other low fissile actinides. High power FRs have large-sized cores that limits the value of neutron energy by the value of 0.5 MeV, which is

insufficient for incineration of above mentioned actinides. Small and medium power reactors have smaller cores and, respectively, have harder neutron spectra. Usage of lead and low moderating innovative fuel allow further increasing neutron energy to the value inquired for low fissile actinides incineration.

In the paper a possibility of obtaining a neutron spectrum with the average value of neutron energy higher than 0.5 MeV is considered. It is performed in the frame of the project of BRUTS series reactors, i.e. small power LFRs proposed in the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering.

A scope for achieving a hard neutron spectrum in the reactor BRUTS-25 core of small sizes, $D \times H \approx 0,50 \times 0,42$ m², is shown. Findings are that in the core fueled with Pu-Am-Np-Zr alloy and cooled with lead, ²⁰⁸Pb, the average value of neutron energy, $\langle E_n \rangle$, is high-enough, about 0.95 MeV, as well as the share of fast neutron, $E_n > 0.8$ MeV, in the neutron spectrum is very high, about 40%. In such of conditions, ²⁴¹Am and ²³⁷Np incineration probabilities in the core center are higher than 50% and values of their one-group fission cross sections are higher than 0.7 barn. This circumstance allows transmuting about 15wt% of low fissile isotopes for one campaign of BRUTS-25. The presence of ²⁴¹Am in the fuel, in a quantity of 28.7 kg, allows transmuting about 4 kg of its mass for one reactor campaign that lasts about 3 years (1000 effective days). It means that to incinerate the quantity of ²⁴¹Am produced by the VVER-1000 for one year, equal to 25.75 kg, it will be needed 6 BRUTS-25 type low power reactors operating for about 1000 effective days.

Key words: fast reactor of small capacity, metallic Pu-Am-Np-Zr fuel, lead-208 coolant, incineration of low fissile isotopes, hard neutron spectrum.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Orlov V.V. Achieving radiation equivalence for radioactive waste of nuclear power engineering. *Atomnaya Energiya*. 1996, v. 81, no. 6, pp. 403-409 (in Russian).
2. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Orlov V.V. Transmutation fuel cycle in a large scale nuclear power in Russia. Moscow: NIKIET Publ. 1999, 273 p. (in Russian).
3. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A., Glebov V.B., Tsurikov D.F., Morozov A.G. Radiowaste transmutation in nuclear reactors. *IAEA-TECHDOC-693*, IAEA 1993, pp. 77-86.
4. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with ²⁰⁸Pb. *Proc. of the II-nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems»*. NEA/NSC/DOC (2015) 7, 2015, pp. 65-69.
5. Khorasanov Georgy and Blokhin Anatoly. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with lead-208. *Proc of the IV-th Conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies»*. Obninsk. SSC RF-IPPE Publ., 2014, v. 2, pp. 503-508.
6. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Neutron spectrum hardening at critical and subcritical reactors in enriching a lead coolant with isotope ²⁰⁸Pb. *Perspektivnye materialy* (special issue). 2013, pp. 444-448 (in Russian).
7. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Incineration of minor actinides in hard neutron spectra. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 3, pp. 96-103 (in Russian).
8. 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.
9. Khorasanov Georgy and Blokhin Anatoly. Concerning Am-241 Incineration in the Nuclear Power Installations. *Transactions of the American Nuclear Society*. 2014, v. 111, no. 2, pp. 1329-1330.
10. Khorasanov Georgy. 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.
11. Khorasanov G, Zemskov E and Blokhin A. Concerning advantages in using ²⁰⁸Pb as such a FR

- coolant. *Journal of Physics Conference Series*, 781(1): 012005 January 2017.
12. Alekseev P.N., Mikityuk K.O., Vasil'ev A.V., Fomichenko P.A., Schepetina T.L., Subbotin S.A. Optimization of conceptual decisions for the lead-bismuth cooled fast reactor RBETS-M. *Atomnaya Energiya*. 2004, v. 97, no. 2, pp. 115-125 (in Russian). Available at: <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crpi2501/html/> (accessed 16 Jul, 2019).
13. 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 VI-th Russian Conf. on reactor material science*. Dimitrovgrad. NIIAR Publ., 2000. Volume 2 (in Russian).
14. Harp J., Capriotti L., Chichester H.J.M. Preliminary Postirradiation Examination Comparison between AFC-1 and FUTURIX-FTA. *Proc. of the XIV-th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Products Partitioning and Transmutation (14IEMPT)*. OECD NEA, 2017.
15. Khorasanov G.L., Blokhin A.I. Some macroscopic characteristics of fast reactors of intermediate capacity. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2012, no. 3, pp. 18-22 (in Russian).
16. 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. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 3, pp. 135-141 (in Russian).
17. Khorasanov G.L., Samokhin D.S., Zevyakin A.S., Zemskov E.A., Blokhin A.I. Small power lead fast reactor with metallic fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika* 2018, no. 1, pp. 33-40 (in Russian).
18. Khorasanov G.L., Samokhin D.S., Zevyakin A.S. ^{241}Am incineration probability in lead fast reactors. *Proc. of the Int. Conf. «Ecological, Industrial and Energetical Safety-2017», 11-15 September 2017, Sevastopol'*. Sevastopol'. SevGU Publ., 2017, pp. 1467-1471 (in Russian).
19. Khorasanov G.L., Samokhin D.S. A concept of BRUTS series reactors. *Proc. of the II-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. IATE NIYaU MIFI Publ., 2017, pp. 19-21 (in Russian).
20. Briesmeister J.F. *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B*. LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March 1997.
21. Blokhin D.A., Mitenkova E.F., Blokhin A.I. Preparation of complete nuclear library data based on the ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4 files of estimated data. *Preprint IBRAE*, no. 2011-08, Moscow, 2011, 58 p.
22. 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).
23. Haas Didier, Garbil Roger, Hugon Michel. The European activity on ADS. The EURATOM Research Framework Programme. *Proc. of the II-nd Int. Workshop «Technology and Components of Accelerator-driven Systems»*. NEA/NSC/DOC(2015)7, 2015, pp. 25-39.
24. Kazansky Yu.A., Romanov M.I. Transmuting minor actinides with thermal reactor neutrons. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 140-148 (in Russian).
25. 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).

Authors

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

E-mail: khorasanow@yandex.ru

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

E-mail: bai@ibrae.ac.ru