

Научная статья
УДК 621.039.59
doi:10.37614/2949-1215.2025.16.4.002

ПЕРЕРАБОТКА УРАН-СИЛИЦИДНОГО ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РАСПЛАВАХ СОЕДИНЕНИЙ МОЛИБДЕНА

**Сергей Владимирович Артоболевский¹, Анастасия Геннадиевна Коптяева²,
Любовь Николаевна Подрезова³, Глеб Андреевич Жуков⁴, Анна Евгеньевна Лебедевская⁵**

^{1–5}Акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт
неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара», Москва, Россия

^{4, 5}Российский химико-технологический университет имени Д. И. Менделеева, Москва, Россия

¹SVArtobolevsky@bochvar.ru, <https://orcid.org/0000-0002-3136-980X>

²AGKoptyaeva@bochvar.ru, <https://orcid.org/0009-0008-8717-747X>

³LNPodrezova@bochvar.ru

⁴GLEAZhukov@bochvar.ru

⁵AELebedevskaya@bochvar.ru

Аннотация

Приведены показатели эффективности перекристаллизационного выделения оксидов урана и плутония из имитатора облученного ядерного топлива (ОЯТ) с использованием соединений молибдена в качестве расплава-растворителя. Предложена и обоснована новая технологическая схема, включающая в себя операции растворения ОЯТ в расплаве триоксида молибдена MoO_3 , перитектическое разложение молибдатов UO_2MoO_4 и $\text{Pu}(\text{MoO}_4)_2$ с образованием соответствующих оксидов, а также последующую промывку расплавом молибдата натрия Na_2MoO_4 .

Ключевые слова:

облученное ядерное топливо, пирохимическая переработка, молибдат уранила, молибдат плутония

Благодарности:

статья подготовлена в рамках Единого отраслевого плана Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (Госкорпорации «Росатом»), проект ЕОТП-ТЦПМ 404.

Финансирование:

Единый отраслевой план НИОКР Госкорпорации «Росатом» (проект ЕОТП-ТЦПМ 404).

Для цитирования:

Артоболевский С. В., Коптяева А. Г., Подрезова Л. Н., Жуков Г. А., Лебедевская А. Е. Переработка уран-силицидного облученного ядерного топлива в расплавах соединений молибдена // Труды Кольского научного центра РАН. Серия: Технические науки. 2025. Т. 16, № 4. С. 15–21. doi:10.37614/2949-1215.2025.16.4.002.

Original article

PROCESSING OF URANIUM-SILICIDE SPENT NUCLEAR FUEL IN MOLYBDENUM MELTS

**Sergei V. Artobolevskii¹, Anastasia G. Koptyaeva², Lyubov N. Podrezova³, Gleb A. Zhukov⁴,
Anna E. Lebedevskaya⁵**

^{1–5}Joint-stock company «Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar», Moscow, Russia

^{4, 5}Mendeleev University of Chemical Technology, Moscow, Russia

¹SVArtobolevsky@bochvar.ru, <https://orcid.org/0000-0002-3136-980X>

²AGKoptyaeva@bochvar.ru, <https://orcid.org/0009-0008-8717-747X>

³LNPodrezova@bochvar.ru

⁴GLEAZhukov@bochvar.ru

⁵AELebedevskaya@bochvar.ru

Abstract

The efficiency of uranium and plutonium oxides extraction via recrystallization from a simulated spent nuclear fuel (SNF) using molybdenum compounds as a flux is presented. A novel process scheme, incorporating the dissolution of SNF in molten molybdenum trioxide MoO_3 , peritectic decomposition of uranyl molybdate and plutonium(IV) molybdate $\text{Pu}(\text{MoO}_4)_2$ to yield the respective oxides, and subsequent washing with molten sodium molybdate Na_2MoO_4 is proposed and justified.

Keywords:

spent nuclear fuel, pyrochemical processing, uranyl molybdate, plutonium molybdate

Acknowledgments:

research work was carried out within the framework of the Unified Sectoral Thematic Plan of the State Corporation Rosatom (EOTP-TCPM 404).

Funding:

Unified Sectoral Thematic Plan of the State Corporation Rosatom (EOTP-TCPM 404).

For citation:

Artobolevskii S. V., Koptyaeva A. G., Podrezova L. N., Zhukov G. A., Lebedevskaya A. E. Processing of uranium-silicide spent nuclear fuel in molybdenum melts // Transactions of the Kola Science Centre of RAS. Series: Engineering Sciences. 2025. Vol. 16, No. 4. P. 15–21. doi:10.37614/2949-1215.2025.16.4.002.

Введение

Основным промышленно освоенным методом переработки облученного ядерного топлива в мире в настоящее время является водно-экстракционный PUREX-процесс, основанный на способности ТБФ (три-н-бутилфосфата) извлекать уран и плутоний из азотнокислых растворов. Экстракция производится с применением специализированных массообменных аппаратов — смесителей-отстойников либо центробежных экстракторов. Работоспособность указанного оборудования весьма чувствительна по отношению к накоплению осадков различного происхождения, что, в свою очередь, накладывает ограничения на состав перерабатываемого облученного топлива (ОЯТ), требует снижения глубины выгорания и, как следствие, сокращения продолжительности реакторной кампании [1].

Дисилицид триурана U_3Si_2 рассматривается в качестве основы для создания так называемого толерантного ядерного топлива — топлива, устойчивого к авариям с потерей теплоносителя (loss of coolant accident, LOCA). Переработка облученного уран-силицидного топлива по существующей схеме затруднительна по причине высокого содержания кремния в технологическом потоке, направляемом в первый экстракционный цикл. Исследования, проводимые в настоящее время совместно ВНИИНМ им. А. А. Бочвара, РХТУ им. Д. И. Менделеева и Радиевым институтом им. В. Г. Хлопина показывают, что кремний сложным образом распределяется между экстрактами и рафинатами первого цикла и может накапливаться в регенерируемых делящихся материалах.

Альтернативным подходом к переработке новых видов топлива (с глубоким выгоранием, малым временем выдержки, нестандартной композицией) может являться комбинированная схема, в которой головные операции выполняются в средах, инертных к воздействию ионизирующих излучений и мощного тепловыделения — расплавах неорганических соединений — с дальнейшей переработкой продукта по действующей схеме, принятой на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» либо в опытно-демонстрационном центре ФГУП «ГХК» [2].

В качестве расплавов, применяемых для переработки ОЯТ, могут быть использованы различные системы [3]. Общим требованием к ним является эффективное растворение компонентов ядерного топлива при сравнительно низких температурах с дальнейшей возможностью выделения целевых компонентов. Физико-химической основой таких операций является метод раствор-расплавной перекристаллизации.

Расплавы состава «триоксид молибдена — легкоплавкий молибдат» давно и широко используются для получения высококачественных кристаллов тугоплавких и плавящихся с разложением соединений [4, 5]. Ранее во ВНИИНМ им. А. А. Бочвара исследовалась возможность применения расплава $Na_2MoO_4 - MoO_3$ для перекристаллизационного выделения соединений ядерных материалов (ЯМ), однако по ряду причин работы завершены не были [6, 7].

В настоящей работе представлены результаты исследований взаимодействия некоторых компонентов ОЯТ с расплавами соединений молибдена; на основе представленных данных предложен обновленный вариант технологической схемы.

Результаты исследований

Исследование взаимодействия компонентов облученного ядерного топлива (в первую очередь, урана и плутония) с расплавами системы $Na_2MoO_4 - MoO_3$ в зависимости от условий проведения процесса приводит к необходимости изучения трехкомпонентных фазовых диаграмм систем $UO_2 - MoO_3 - Na_2MoO_4$, $UO_3 - MoO_3 - Na_2MoO_4$ и $PuO_2 - MoO_3 - Na_2MoO_4$. Авторам не известны работы, в которых указанные диаграммы состояния были бы воспроизведены в полном и непротиворечивом виде. Информация о структуре и свойствах сложных соединений, принадлежащих перечисленным системам, была частично восстановлена по данным публикаций [7–14].

Определено, что в трехкомпонентном поле $UO_3 - MoO_3 - Na_2MoO_4$ (отвечающему проведению перекристаллизации в окислительной атмосфере) может образовываться большое количество сложных оксидов урана-молибдена-натрия, при этом границы существования фаз и точки инвариантных равновесий в большинстве случаев не определены.

Для упрощения технологической схемы во избежание распределения урана и плутония по фазам с близкими кристаллохимическими свойствами в качестве растворителя было предложено использовать

триоксид молибдена MoO_3 . В бинарной системе $\text{UO}_3 - \text{MoO}_3$ установлено [15] существование одного химического соединения — молибдата уранила UO_2MoO_4 , разлагающегося [15, 16] с образованием закиси-оксида урана и MoO_3 . Аналогичным свойством обладают молибдаты плутония и нептуния, в то же время перитектический распад не характерен для молибдатов большинства продуктов деления, в том числе редкоземельных металлов, цезия и стронция. Указанное различие легло в основу перспективной схемы процесса перекристаллизационной очистки (рис. 1). Отметим, что исключение молибдата натрия из состава расплава-растворителя приводит к повышению температуры плавления системы до 800°C , а также к увеличению скорости испарения MoO_3 , обладающего высоким давлением насыщенного пара и кипящего при 1150°C .

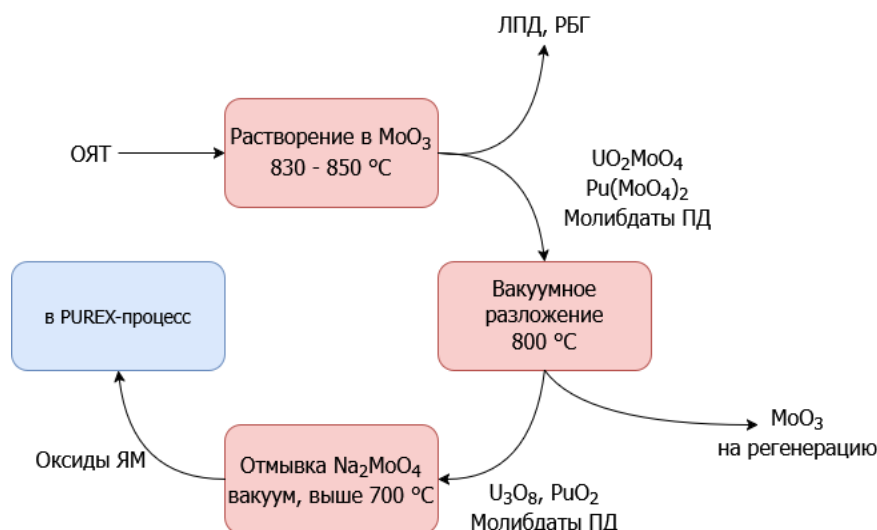


Рис. 1. Предложенная схема процесса перекристаллизационной очистки компонентов облученного ядерного топлива с использованием расплава соединений молибдена: ЛПД — летучие продукты деления; РБГ — радиоактивные благородные газы

Для проверки эффективности предложенной технологической схемы был подготовлен имитатор ОЯТ, содержащий основные продукты деления в количествах, эквивалентных накопленным в ЭТВС (экспериментальных тепловыделяющих сборках), облучавшихся в реакторе МИР.М1 ГНЦ НИИАР в течение кампании длительностью 450 эфф. сут с плотностью потока тепловых нейтронов до $5,0 \cdot 10^{18}$ нейтр $\cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Состав подготовленного имитатора ОЯТ приведен в табл. 1.

Таблица 1

Массовая доля элементов относительно урана, %

Pu	Cs	Sr	Nd	La	Eu	Y	Zr	Si
17,4	0,88	0,05	0,75	0,75	0,75	0,05	0,62	7,5

Фазовый состав смесей определяли методом порошковой дифракции рентгеновского излучения с применением порошкового дифрактометра Colibri производства АО «ИЦ “Буревестник”» ($\text{CuK}\alpha$, режим съемки — непрерывный, скорость — $0,5^\circ/\text{мин}$). Полученные данные обрабатывали с использованием программного обеспечения Match!, FullProf и X’Pert HighScore Plus. Распределение элементов по поверхности образцов исследовали методом рентгеновской энергодисперсионной спектроскопии (модуль ЭДС Aztec производства Oxford Instruments, размещенный на базе сканирующего электронного микроскопа Coхem CX-200 Plus).

Результаты экспериментов показали, что триоксид молибдена является крайне эффективным растворителем компонентов облученного ядерного топлива. В частности, в течение контрольного промежутка времени (3 ч) при температуре 850°C достигается полное растворение U_3Si_2 в виде порошков и таблеток (рис. 2). Аналогичным образом растворяется диоксид плутония (порошок),

диоксид урана в виде порошков и таблеток. Методом рентгенофазового анализа подтверждено, что единственными фазами, образуемыми ураном и плутонием, являются соответствующие молибдаты UO_2MoO_4 и $\text{Pu}(\text{MoO}_4)_2$.

Полученные молибдаты далее были подвергнуты разложению путем нагрева до 800°C в вакууме (остаточное давление колебалось в пределах $0,1\text{--}1$ мм рт. ст.) с целью синтеза соответствующих оксидов и отгонки MoO_3 . Для регенерации триоксида молибдена в верхней части реакционного объема (реторты, выполненной из нержавеющей стали) был размещен керамический водоохлаждаемый фланец — коллектор. Анализ изменения массы реакционной смеси и коллектором показал, что предложенный метод позволяет эффективно конденсировать до 99 % триоксида молибдена, испаряющегося с зеркала расплава.

Поверхность коллекторов, размещенных в вакуумируемой реторте, была исследована методами сканирующей электронной микроскопии. Установлено, что конденсирующиеся кристаллы полностью состоят из триоксида молибдена; захвата продуктов деления либо соединений ядерных материалов не происходит. Микрофотография кристаллов MoO_3 приведена на рис. 3.

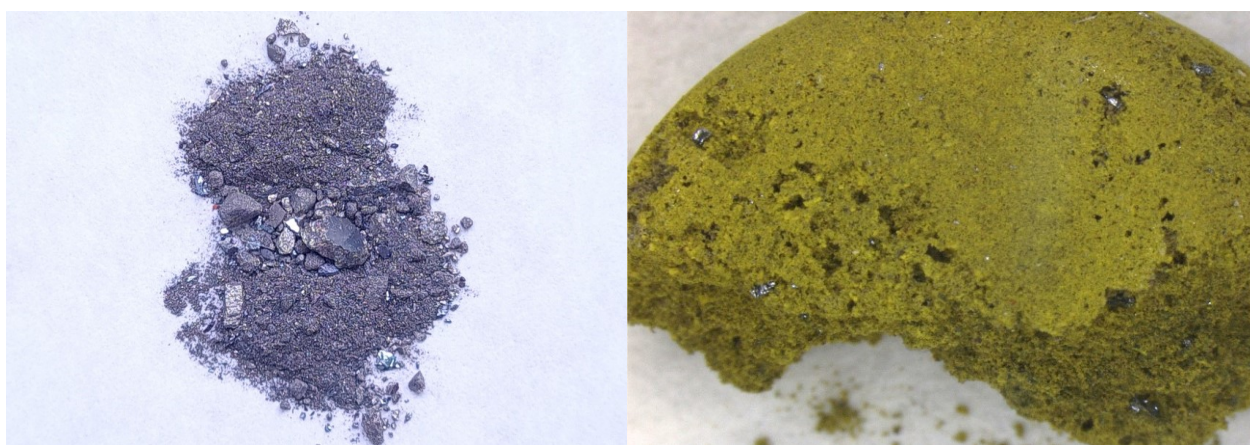


Рис. 2. Дисилицид урана до взаимодействия с триоксидом молибдена (слева) и после (справа).
Металлические агломераты — кремний

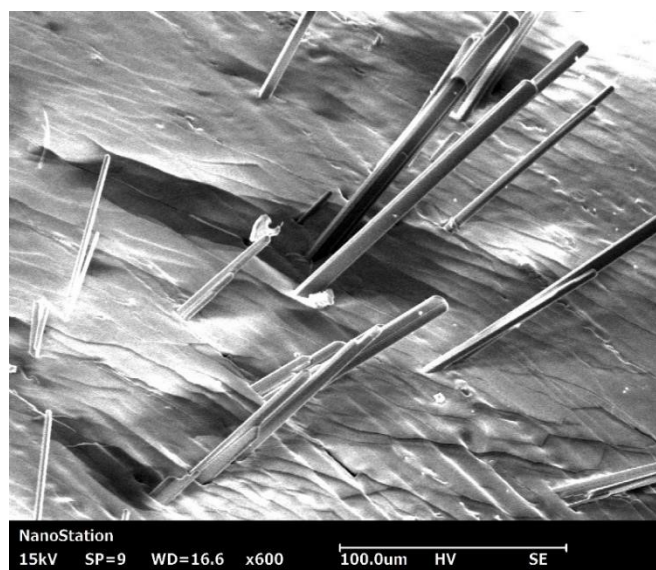


Рис. 3. Микрофотография кристаллов триоксида молибдена, полученных перитектическим разложением молибдата уранила в вакууме

Полученные перитектическим разложением соответствующих молибдатов закись-окись урана и диоксид плутония очищались от продуктов деления промывкой расплава молибдата натрия при температурах несколько выше плавления Na_2MoO_4 (выше 700 °С) в атмосфере вакуума либо инертного газа (аргона). В результате проведения процесса в образцах достигалось разделение по плотности фаз оксидов ядерных материалов и молибдата натрия, содержащего продукты деления.

Для исследования распределения продуктов деления между указанными фазами был применен метод оптико-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой (ИСП-ОЭС, спектрометр EXPEC 6500, оборудованный системой автоподачи проб. Для генерации плазмы использовался аргон чистотой 99,9995 %. Слой молибдата натрия отделяли отмывкой водой, после чего растворяли в HNO_3 фазу оксидов. В табл. 2 приведены массовые доли ПД, установленные в фазе молибдата натрия

Таблица 2

Степень перехода некоторых продуктов деления в молибдат натрия, масс. %

Cs	Sr	Nd	La	Eu	Y	Zr	Si
> 90	93	> 99	> 99	> 99	> 99	86	79

Выводы

Предложена и экспериментально проверена новая технологическая схема пирохимической переработки облученного ядерного топлива, основанная на использовании триоксида молибдена в качестве расплава-растворителя. Этапы процесса — растворение компонентов ОЯТ в MoO_3 , вакуумное разложение молибдатов уранила и плутония, промывка расплавом молибдатом натрия — исследованы при помощи дифракционных и спектральных методов.

Методом оптико-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой определена эффективность разделения ядерных материалов и продуктов деления.

Список источников

1. Мясоедов Б. Ф., Калмыков С. Н., Шадрин А. Ю. Химические технологии замыкания ядерного топливного цикла // Вестник Российской академии наук. 2021. Т. 91, № 5. С. 459–469.
2. Шадрин А. Ю., Кащеев В. А., Двоглазов К. Н. [и др.] Методы переработки смешанного U-Pu ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах с повышенным выгоранием и малым временем выдержки // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2016. № 4(87). С. 48–60.
3. Bychkov A. V., Skiba O. V. Review on non-aqueous nuclear fuel reprocessing and separation methods // Chemical Separation Technologies and Related Methods of Nuclear Waste Management. 1999. Vol. 1. P. 71–98.
4. Juillerat C. A. Flux Crystal Growth: A Versatile Technique to Reveal the Crystal Chemistry of Complex Uranium Oxides // Dalton Transactions. 2019. Vol. 48. P. 3162–3181.
5. Zhao B. C. et al. Flux growth and characterization of $\text{SrMo}_{0.93}\text{O}_3$ single crystal // Journal of Crystal Growth. 2006. Vol. 290. P. 292–295.
6. Устинов О. А., Суханов Л. П., Якунин С. А. Регенерация оксидного отработавшего ядерного топлива перекристаллизацией в молибдатных расплавах // Атомная энергия. 2006. Т. 101, № 4. С. 316–318.
7. Устинов О. А. Физико-химическое обоснование регенерации отработавшего оксидного уран-плутониевого топлива перекристаллизацией в молибдатных расплавах // Атомная энергия. 1997. Т. 82, № 2. С. 100–104.
8. Keskar M. et al. X-ray and thermal studies of mixed valent uranium molybdates // Journal of Nuclear Materials. 2012. Vol. 421. P. 147–152.
9. Dahale N. D. et al. Structural and thermal studies on $\text{Na}_2\text{U}(\text{MoO}_4)_3$ and $\text{Na}_4\text{U}(\text{MoO}_4)_4$ // J. Alloys and Compounds. 2007. Vol. 440. P. 145–149.
10. Krivovichev S. V., Burns P. C. $\gamma\text{-UMo}_2\text{O}_8$ as a New Polymorph of Uranium Dimolybdate Containing Tetravalent Uranium // Doklady Physics. 2004. Vol. 49, № 2. P. 1976–1977.
11. Miyake C., Matsumura M., Taniguchi K. Mutual oxidation states of uranium and molybdenum in U-Mo-O ternary oxides // J. Less-Comm. Met. 1990. № 163. P. 133–141.
12. Krivovichev S. V., Finch R. J., Burns P. C. Crystal chemistry of uranyl molybdates. V. Topologically distinct uranyl dimolybdate sheets in the structures of $\text{Na}_2[\text{UO}_2(\text{MoO}_4)_2]$ and $\text{K}_2[\text{UO}_2(\text{MoO}_4)_2](\text{H}_2\text{O})$ // The Canadian Mineralogist. 2002. Vol. 40. P. 193–200.

13. Krivovichev S. V., Burns P. C. Crystal chemistry of uranyl molybdates. III. New structural themes in $\text{Na}_6[(\text{UO}_2)_2\text{O}(\text{MoO}_4)_4]$, $\text{Na}_6[(\text{UO}_2)(\text{MoO}_4)_4]$ and $\text{K}_6[(\text{UO}_2)_2\text{O}(\text{MoO}_4)_4]$ // *The Canadian Mineralogist*. 2001. Vol. 39. P. 197–206.
14. Corcoran E. C. Thermodynamic investigations of the uranium-molybdenum-oxygen system by a coupling of density functional theory and CALPHAD methodologies // *Calphad*. 2018. Vol. 63. P. 196–211.
15. Устинов О. А., Андрианов М. А., Чеботарёв Н. Т. и др. Система $\text{MoO}_3 - \text{UO}_3$ // *Атомная энергия*. 1973. Т. 34, № 3. С. 155–157.
16. Nagai T. et al. Synthesis and investigation of uranyl molybdate UO_2MoO_4 // *Journal of Nuclear Materials*. 2013. № 433. P. 397–403.

References

1. Myasoedov B. F., Kalmykov S. N., Shadrin A. Yu. Himicheskie tekhnologii zamykaniya yadernogo toplivnogo cikla [Chemical technologies for closing the nuclear fuel cycle]. *Vestnik Rossijskoj akademii nauk* [Bulletin of the Russian Academy of Sciences], 2021, Vol. 91, No. 5, pp. 459–469. (In Russ.).
2. Shadrin A. Yu., Kashcheev V. A., Dvoeglazov K. N., Maslennikov A. G., Mochalov Yu. S., Zhrebcev A. A., Zhdanova O. V., Volk V. I., Ustinov O. A., Dmitriev S. A. Metody pererabotki smeshannogo U-Pu OYAT reaktorov na bystryh nejtronah s povyshennym vygoraniem i malym vremenem vyderzhki [Methods for reprocessing mixed U-Pu spent nuclear fuel from fast neutron reactors with increased burnup and short holding time]. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Seriya: Materialovedenie i novye materialy* [Issues of atomic science and technology. Series: Materials Science and New Materials], 2016, No. 4(87), pp. 48–60. (In Russ.).
3. Bychkov A. V., Skiba O. V. Review on non-aqueous nuclear fuel reprocessing and separation methods. *Chemical Separation Technologies and Related Methods of Nuclear Waste Management*, 1999, Vol. 1, pp. 71–98.
4. Juillerat C. A. Flux Crystal Growth: A Versatile Technique to Reveal the Crystal Chemistry of Complex Uranium Oxides. *Dalton Transactions*, 2019, Vol. 48, pp. 3162–3181.
5. Zhao B. C., Sun Y. P., Zhang S. B., Zhu X. B., Song W. H. Flux growth and characterization of $\text{SrMo}_{0.93}\text{O}_3$ single crystal. *Journal of Crystal Growth*, 2006, Vol. 290, pp. 292–295.
6. Ustinov O. A., Suhanov L. P., Yakunin S. A. Regeneraciya oksidnogo otrabotavshego yadernogo topliva perekristallizaciej v molibdatnyh rasplavah [Regeneration of spent nuclear fuel oxide by recrystallization in molybdate melts]. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], 2006, Vol. 101, No. 4, pp. 316–318. (In Russ.).
7. Ustinov O. A. Fiziko-himicheskoe obosnovanie regeneracii otrabotavshego oksidnogo uran-plutonievogo topliva perekristallizaciej v molibdatnyh rasplavah [Physicochemical justification of regeneration of spent uranium-plutonium oxide fuel by recrystallization in molybdate melts]. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], 1997, Vol. 82, No. 2, pp. 100–104. (In Russ.).
8. Keskar M., Sali S. K., Dahale N. D., Krishnan K., Phatak R., Kulkarni N. K., Kannan S. X-ray and thermal studies of mixed valent uranium molybdates. *Journal of Nuclear Materials*, 2012, Vol. 421, pp. 147–152.
9. Dahale N. D., Keskar M., Kulkarni N. K., Singh Mudher K. D. Structural and thermal studies on $\text{Na}_2\text{U}(\text{MoO}_4)_3$ and $\text{Na}_4\text{U}(\text{MoO}_4)_4$. *J. Alloys and Compounds*, 2007, Vol. 440, pp. 145–149.
10. Krivovichev S. V., Burns P. C. $\gamma\text{-UMo}_2\text{O}_8$ as a New Polymorph of Uranium Dimolybdate Containing Tetravalent Uranium. *Doklady Physics*, 2004, Vol. 49, No. 2, pp. 1976–1977.
11. Miyake C., Matsumura M., Taniguchi K. Mutual oxidation states of uranium and molybdenum in U-Mo-O ternary oxides. *J. Less-Comm. Met*, 1990, No. 163, pp. 133–141.
12. Krivovichev S. V., Finch R. J., Burns P. C. Crystal chemistry of uranyl molybdates. V. Topologically distinct uranyl dimolybdate sheets in the structures of $\text{Na}_2[\text{UO}_2(\text{MoO}_4)_2]$ and $\text{K}_2[\text{UO}_2(\text{MoO}_4)_2](\text{H}_2\text{O})$. *The Canadian Mineralogist*, 2002, Vol. 40, pp. 193–200.
13. Krivovichev S. V., Burns P. C. Crystal chemistry of uranyl molybdates. III. New structural themes in $\text{Na}_6[(\text{UO}_2)_2\text{O}(\text{MoO}_4)_4]$, $\text{Na}_6[(\text{UO}_2)(\text{MoO}_4)_4]$ and $\text{K}_6[(\text{UO}_2)_2\text{O}(\text{MoO}_4)_4]$. *The Canadian Mineralogist*, 2001, Vol. 39, pp. 197–206.
14. Corcoran E. C. Thermodynamic investigations of the uranium-molybdenum-oxygen system by a coupling of density functional theory and CALPHAD methodologies. *Calphad*, 2018, Vol. 63, pp. 196–211.
15. Ustinov O. A., Andrianov M. A., Chebotaryov N. T., Novoselov G. P. Sistema $\text{MoO}_3 - \text{UO}_3$ [$\text{MoO}_3 - \text{UO}_3$ system]. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], 1973, Vol. 34, No. 3, pp. 155–157. (In Russ.).
16. Nagai T., Sato N., Kitawaki S.-i., Uehara A., Fujii T., Yamana H., Myochin M. Synthesis and investigation of uranyl molybdate UO_2MoO_4 . *Journal of Nuclear Materials*, 2013, No. 433, pp. 397–403.

Информация об авторах

С. В. Артоболевский — аспирант, младший научный сотрудник;
А. Г. Коптяева — аспирант, инженер-технолог;
Л. Н. Подрезова — кандидат технических наук, начальник отдела;
Г. А. Жуков — студент специалитета, стажер;
А. Е. Лебедевская — студент специалитета, стажер.

Information about the authors

S. V. Artobolevskii — Graduate Student, Junior researcher;
A. G. Koptyaeva — Graduate Student, Process engineer;
L. N. Podrezova — PhD (Technology), Head of the department;
G. A. Zhukov — Specialist degree student, Intern;
A. E. Lebedevskaya — Specialist degree student, Intern.

Статья поступила в редакцию 10.06.2025; одобрена после рецензирования 25.08.2025; принята к публикации 27.08.2025.
The article was submitted 10.06.2025; approved after reviewing 25.08.2025; accepted for publication 27.08.2025.