

5. **Bolshov L.A., Strizhov V.F.** SOCRAT — the system of codes for realistic analysis of severe accidents. — In: Proc. ICAPP'06. Reno, USA, June 4—8, 2006, Paper 6439.
6. **Kiselev A.E.** Codes for NPP severe accident simulation: development, validation and applications. — In: The 11th National Conf. on Nuclear Science and Technology. Da Nang, Viet Nam, 5—7 August 2015.
7. **Неопределенность** измерения. Ч. 3. Руководство по выражению неопределенности измерения. ГОСТ Р 54500.3—2011. М.: Стандартинформ, 2012.
8. **Kim K., Olander D.** Dissolution of uranium dioxide by molten zircaloy. II. Convection-controlled reaction. — J. Nucl. Mater., 1988, v. 154, p. 102—115.
9. **Hofmann P., Uetsuka H., Wilhelm A. e.a.** Dissolution of solid UO_2 by molten zircaloy and its modelling. — In: Proc. Intern. Symp. on Severe Accidents in Nuclear Power Plants. Sorrento, Italy, 21—25 March. IEAE-SM-296/1, 1988, p. 3—17.
10. **Hayward P., George I.** Dissolution of UO_2 in molten zircaloy 4. Pt 1: Solubility from 2000 to 2200 °C. — J. Nucl. Mater., 1994, v. 208, p. 35—42.
11. **Müller K., Goryachev A.V., Smirnov V.P. e.a.** Simultaneous Dissolution of UO_2 and ZrO_2 by Molten Zircaloy. New Experiments and Modelling. FZKA 6947 SAM-COLOSS-P074. Karlsruhe, FZK, 2004. 98 p.
12. **Hayward P., Hofmann P., Stuckert J. e.a.** UO_2 Dissolution by Molten Zircaloy. New Experimental Results and Modelling. FZKA 6379 INV-CIT(99)-PO29. Karlsruhe, FZK, 1999. 81 p.
13. **Veshchunov M.S., Hofmann P.** Dissolution of solid UO_2 by molten zircaloy. — J. Nucl. Mater., 1994, v. 209, p. 27—40.
14. **Veshchunov M.S., Hofmann P., Berdyshev A.V.** Critical evaluation of uranium oxide dissolution by molten zircaloy in different crucible tests. — Ibid., 1996, v. 231, p. 1—19.
15. **Veshchunov M.S., Berdyshev A.V.** Modeling of chemical interactions of fuel rod materials at high temperatures. Pt 1. Simultaneous dissolution of UO_2 and ZrO_2 by molten zircaloy in an oxidizing atmosphere. — Ibid., 1997, v. 252, p. 98—109.
16. **Kim K., Olander D.** Dissolution of uranium dioxide by molten zircaloy. I. Diffusion-controlled reaction. — Ibid., 1988, v. 154, p. 85—101.
17. **Olander D.** Interpretation of laboratory crucible experiments on UO_2 dissolution by liquid zirconium. — Ibid., 1995, v. 224, p. 254—265.
18. **Уилкс С.** Математическая статистика. М.: Наука, 1967. 632 с.
19. **Бердышев А.А., Вещунов М.С., Киселев А.Е. и др.** Моделирование физико-химических процессов, протекающих в твэлах водо-водяных реакторов при запроектных авариях (модули PROF и LIQF). — В сб.: Труды ИБРАЭ РАН. Вып. 12. Разработка и применение интегральных кодов для анализа безопасности АЭС. М.: Наука, 2011, с. 33—95.
20. **Evaluation of Measurement Data** — Supplement 1 of the «Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement». Propagation of Distributions Using Monte Carlo Method. JCGM 101, 2008.

Поступила в Редакцию 10.05.18

УДК 669.14-404

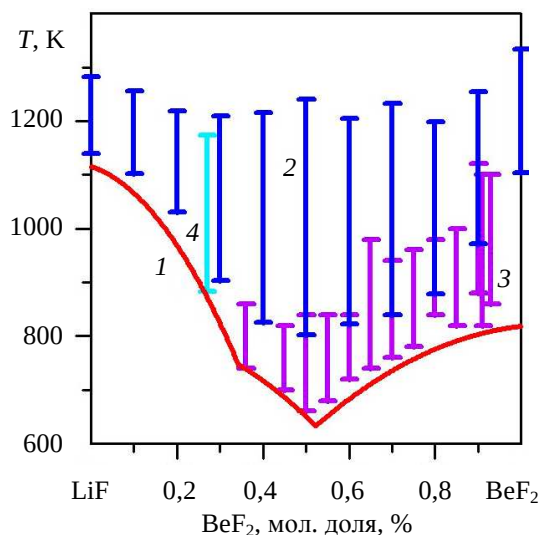
ИЗМЕРЕНИЕ КИНЕМАТИЧЕСКОЙ ВЯЗКОСТИ РАСПЛАВА МОЛЯРНОГО СОСТАВА 73LiF — 27BeF_2 И ВЛИЯНИЕ НА ВЯЗКОСТЬ ДОБАВОК ТРИФТОРИДА ЦЕРИЯ И ТЕТРАФТОРИДА ЦИРКОНИЯ

Мерзляков А.В., Игнатъев В.В., Абакин С.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Исследование свойств расплава молярного состава 73LiF — 27BeF_2 связано с возможностью его использования как топливного носителя в жидкосолевоом ядерном реакторе-сжигателе трансурановых элементов из отработавшего топлива легководных реакторов [1]. Физические свойства системы LiF — BeF_2 исследовались ранее в разных лабораториях [2—4]. Сведения о влиянии на ее вязкость добавок фторидов трансурановых элементов (нептуний, плутоний, америций, кюрий) и растворимых продуктов деления (цирконий, редкоземельные элементы)

ограничены, что требует измерений. В качестве имитаторов фторидов трансурановых элементов в настоящей работе использовали трифторид церия и тетрафторид циркония.

Вязкость измеряли методом крутильных колебаний цилиндрического тигля, заполненного исследуемым расплавом [5]. Методики и экспериментальная установка, ранее использовавшиеся для измерения вязкости разных высокотемпературных расплавов, показали свою надежность и при определении температуры ликвидуса изучаемого расплава (рис. 1).

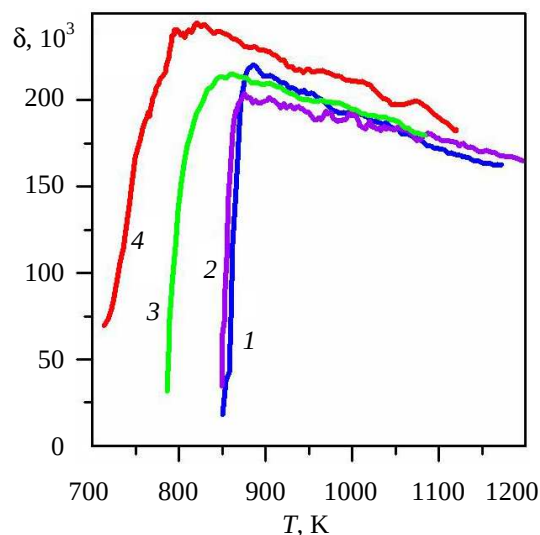


Р и с. 1. Система LiF—BeF₂: 1 — температура ликвидуса [2]; 2, 3, 4 — состав [3], [4] и настоящей работы соответственно с указанием температурного интервала измерений

Подготовка солевой композиции. Исходными материалами для приготовления солевых смесей служили безводные мелкодисперсные порошки фторида лития марки ч.д.а. и дифторида бериллия марки ч. В качестве добавок использовали трифторид церия марки ч.д.а. и тетрафторид циркония марки ч. Для удаления следов адсорбированной влаги порошки прокаливали несколько часов в вакууме — LiF, CeF₃ и ZrF₄ при 873 К, BeF₂ — при 473 К. Потери не превышали 0,1% по массе. Для приготовления смеси порошки взвешивали с погрешностью до 5 мг.

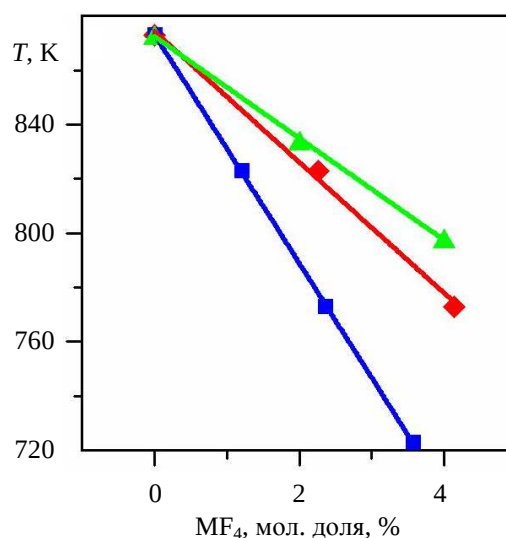
Приготовленную смесь загружали в тигель, который помещали в установку для измерения вязкости. Установку заполняли аргоном высокой чистоты. Образец разогревался и выдерживался при 1073 К несколько часов. Измерения проводили при медленном охлаждении образца. CeF₃ и ZrF₄ последовательно после каждого эксперимента добавляли в остывший тигель с предыдущим расплавом. Всего была измерена вязкость четырех солевых композиций.

Экспериментальные результаты. На рис. 2 показана температурная зависимость декремента затухания для составов, исследованных в настоящей работе. В высокотемпературной области при снижении температуры наблюдается рост декремента затухания, что характерно для нормальных жидкостей. Добавление трифторида церия почти не изменяет тем-

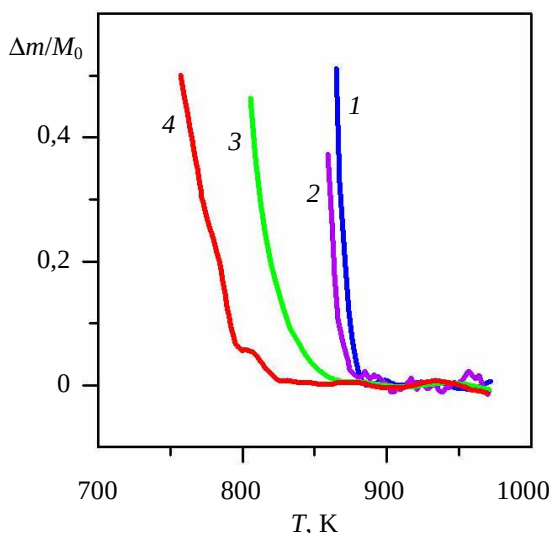


Р и с. 2. Зависимость декремента затухания от температуры 73LiF—27BeF₂ (1), 0,99 (73LiF—27BeF₂) + 1CeF₃ (2), 0,98 (0,99 (73LiF—27BeF₂) + 1CeF₃) + 2ZrF₄ (3), 0,96 (0,99 (73LiF—27BeF₂) + 1CeF₃) + 4ZrF₄ (4)

пературу начала замерзания расплава по сравнению с тетрафторидом циркония, в результате чего заметно уменьшается температура перехода в твердое состояние значительной части расплава. Снижение температуры ликвидуса в двойных расплавах дифторида бериллия с фторидом лития при добавлении тетрафторида тяжелого металла известно. В этом можно убедиться, проанализировав тройные фазовые диаграммы LiF—BeF₂—UF₄, LiF—BeF₂—ThF₄ [2]. На рис. 3 показаны зависимости изменения температуры ликвидуса при добавлении тетрафторидов металлов.



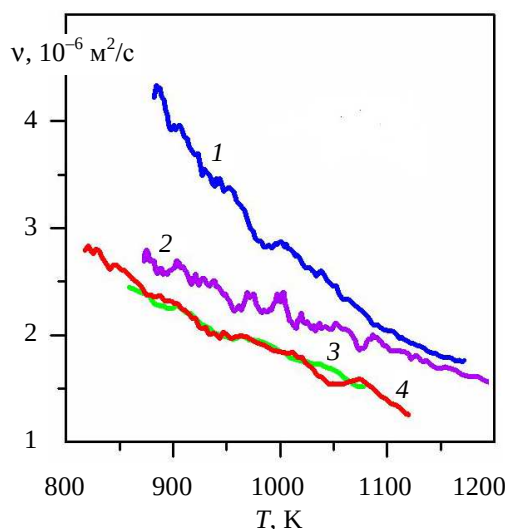
Р и с. 3. Изменение температуры ликвидуса при добавлении тетрафторида 73LiF—27BeF₂ + ThF₄ [2] (♦), 73LiF—27BeF₂ + UF₄ [2] (■), 73LiF—27BeF₂ + ZrF₄ (настоящая работа ▲)



Р и с. 4. Зависимость доли осадка от температуры (обозначения кривых см. на рис. 2)

Если при достижении температуры ликвидуса для составов без тетрафторида циркония при снижении температуры заметный осадок образуется в достаточно узком температурном интервале, то при наличии тетрафторида циркония этот процесс происходит в более широком температурном интервале, что вносит заметные погрешности в определение температуры ликвидуса (рис. 4). Это может быть твердый осадок, а также жидкость, попавшая между твердокристаллическими образованиями.

Зависимость измеренной вязкости от температуры показана на рис. 5. Добавление трифторида церия к расплаву соли молярного состава $73\text{LiF}—23\text{BeF}_2$ заметно снижает вязкость, осо-



Р и с. 5. Зависимость измеренной вязкости от температуры (обозначения кривых см. на рис. 2)

бенно при низкой температуре. Это может свидетельствовать о разрушении кластеров $(\text{BeF}_2)_n$, которые должны образовываться при низкой температуре. Подобное наблюдалось ранее и для других составов. Добавление тетрафторида циркония в количестве 2% мольной доли еще более снижает вязкость, что можно интерпретировать как дальнейшее уничтожение кластеров. Подобное снижение вязкости наблюдалось и при добавлении тетрафторида урана к эвтектике $\text{LiF}—\text{NaF}—\text{KF}$ и тетрафторидов урана и тория к композиции $\text{LiF}—\text{BeF}_2$ близкого состава [6]. Последующее добавление тетрафторида циркония в количестве 2% мольной доли вязкость не изменяет, что позволяет сделать предположение о разрушении всех кластеров.

Температурная зависимость кинематической вязкости в экспериментально исследованном диапазоне температуры представлялась в виде

$$10^6 \nu = A \exp[E_A(1/T - 1/T_{cp})],$$

где A — предэкспоненциальный множитель; E_A — коэффициент, пропорциональный энергии активации текучести; T , T_{cp} — температура и средняя температура по набору экспериментальных точек K .

Для определения параметров экспериментальные точки методом наименьших квадратов аппроксимировали линейной зависимостью в координатах $1/T$, $\ln(\nu)$. В таблице приведены полученные параметры, среднее квадратичное отклонение экспериментальных точек от параметрических зависимостей σ , температурный интервал и число измерений. Малые значения σ указывают на то, что экспериментальные точки с погрешностью несколько процентов ложатся на кривую $\nu = A \exp[E_A/T]$. Обращает на себя внимание тот факт, что при добавлении трифторида церия энергия активации текучести заметно понижается, добавление тетрафторида циркония ее немного увеличивает.

Заключение. В обоснование концепции жидкосолевого ядерного реактора-сжигателя трансурановых элементов из отработавшего ядерного топлива легководных реакторов в диапазоне 798—1067 К получены экспериментальные данные о кинематической вязкости расплава молярного состава $73\text{LiF}—27\text{BeF}_2$. Исследо-

Параметры корреляционной зависимости вязкости от температуры, среднеквадратичное отклонение, температурный интервал измерений и число измерений

Образец	Молярный состав, % (в скобках номер образца)	$A, \text{м}^2/\text{с}$	$E_A, \text{К}$	$T_{\text{ср}}, \text{К}$	$10^6 \sigma, \text{м}^2/\text{с}$	$\Delta T, \text{К}$	Число измерений
1	73LiF—27BeF ₂	2,773	3263,9	1003	0,065	882—1172	122
2	0,99(1) + 1CeF ₃	2,15	1706	1009	0,048	872—1207	155
3	0,98(2) + 2ZrF ₄	1,943	1936,2	965,6	0,189	859—1077	47
4	0,96(2) + 4ZrF ₄	1,951	2248,6	958,4	0,087	818—1119	90

вано влияние добавок трифторида церия и тетрафторида циркония на вязкость. Показано, что для всех составов полученная вязкость хорошо описывается экспоненциальной зависимостью от обратной абсолютной температуры. Для каждого состава определены параметры этой зависимости. Добавление трифторида церия в количестве 1% мольной доли к исходной композиции снижает вязкость при низкой температуре. Последующее добавление тетрафторида циркония заметно снижает температуру ликвидуса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ignatiev V., Feynberg O., Gnidoi I. e.a. Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th—U support. Fuel cycle flexibility and key material properties. — Ann. Nucl. Energy, 2014, v. 64, p. 408—420.
2. Phase Diagrams of Nuclear Reactor Materials. Ed. R. Thoma. Rep. ORNL-2548, 1959.
3. Десятник В., Нечаев В., Червинский Ю. Вязкость расплавленных смесей фторида бериллия с фторидами лития и натрия. — Журн. прикладной химии, 1981, т. 54, вып. 10, с. 2310—2312.
4. Janz G. NIST Standard Reference Database 27. Version 2.0, 1992.
5. Abalin S., Asmolov V., Daragan V. e.a. Corium kinematic viscosity measurement. — Nucl. Engng Design, 2000, v. 200, № 1—2, p. 107—115.
6. Merzlyakov A., Ignatiev V., Abalin S. Viscosity of LiF—NaF—KF eutectic and effect of cerium trifluoride and uranium tetrafluoride additions. — Ibid., 2014, v. 278, p. 268—273.

Поступила в Редакцию 25.12.17

УДК 621.039.524.4+620.22+538.9

МЕХАНИЗМЫ ИЗМЕНЕНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ КОРПУСОВ ВВЭР-440, -1000 В ЦИКЛЕ ОБЛУЧЕНИЕ—ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫЙ ОТЖИГ—ОБЛУЧЕНИЕ

*Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А., Семченков Ю.М., Фролов А.С., Штромбах Я.И.
(НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва), Шутиков А.В. (АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва)*

Основным элементом ядерной энергоустановки, лимитирующим ее ресурс, является корпус реактора вследствие несменяемости. В связи с этим обоснование продления ресурса ядерного энергоблока, главным образом, включает обоснование работоспособности металла сварных швов и основных металлов, в том числе расположенных в зоне термовлияния нагревательного устройства в интервале 400—580 °С, а также экспериментальной оценки повторного радиационного охрупчивания материалов.

НИЦ «Курчатовский институт» является научным руководителем проектов реакторных

установок ВВЭР, включая продление их срока службы. В настоящей статье систематизированы данные об обосновании и опыте продления срока службы корпусов ВВЭР, накопленные в НИЦ «Курчатовский институт» в течение более 30 лет.

Как следует из оценки экономической эффективности, продление срока службы блока АЭС, не требующее капитальных вложений, связано с существенно меньшим расходом средств по сравнению со строительством нового блока. Срок эксплуатации ВВЭР-440 серий 179 и 230 закончился еще в начале 1990-х годов.