

УДК 539.21: 620.193: 621.039.5

СВОЙСТВА РАСПЛАВА МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА, ПОЛУЧЕННОГО НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИГР

Скаков М.К., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В., Дерявко И.И.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В работе впервые определены теплофизические свойства (удельная теплоемкость, температуропроводность и теплопроводность) натурального кориума быстрого энергетического ядерного реактора в диапазоне температур от комнатной до ~ 400 °С. Полученные данные предназначены к использованию в расчетах температурных полей при моделировании процессов по удержанию расплава кориума в корпусе ядерного реактора на быстрых нейтронах.

ВВЕДЕНИЕ

Исследование теплофизических свойств материалов и топлива ядерного реактора при высоких температурах представляет важную научную проблему, имеющую большую практическую значимость. С практической точки зрения сведения о теплофизических свойствах расплавленной активной зоны реактора (кориума) и отдельных ее составляющих важны для моделирования явлений и процессов, являющихся неотъемлемой частью сценариев гипотетических тяжелых аварий на ядерных реакторах.

Как известно, теплофизические свойства (ТФС) кориума [1–4], полученного в экспериментах, моделирующих тяжелые аварии на ядерных реакторах, являются одними из важнейших характеристик, поскольку информация по ТФС является исключительно полезной для выявления механизмов тяжелых реакторных аварий. Именно поэтому необходимо экспериментальное изучение теплофизических свойств кориума для построения базы данных, которая могла бы быть использована при прогнозировании течения тяжелых аварий, а также в расчетных моделях.

В рамках упомянутых исследований в Институте атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан проводятся эксперименты на реакторе ИГР по изучению поведения топлива быстрого энергетического реактора в условиях тяжелой аварии с потерей теплоносителя.

Целью настоящей работы является экспериментальное определение ТФС натурального кориума (затвердевшей смеси диоксида урана и стали) быстрого энергетического реактора, полученного в одном из таких экспериментов на исследовательском реакторе ИГР.

МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве материала исследования был выбран слиток натурального кориума, полученного путем облучения экспериментального устройства на реакторе ИГР. Экспериментальное устройство включало в себя тепловыделяющую сборку (ТВС), состоящую из топливных таблеток диоксида урана с обогащением 17 % по ^{235}U в активной части и 0,27 % по ^{235}U в бланкетной части. В качестве оболочек твэлов использовались трубки из стали X16N15M3B.

Измерение теплофизических свойств полученного натурального кориума осуществляли на лабораторной установке УТФИ-2. При определении ТФС использовали методику, описанную в статье [5].

Исследование структуры и элементного состава кориума проводили на растровом электронном микроскопе *JSM-6390* японской компании *JEOL*, оснащенном эноргодисперсионным спектрометром (ЭДС) *JED-2300*.

Рентгеноструктурные исследования кориума проводили на дифрактометре *Empyrean* с управляющей компьютерной системой *Roentgen-Master* с использованием $\text{CuK}\alpha$ -излучения.

Расшифровку рентгенограмм проводили с использованием базы данных *Crystallography Open Database (COD)*. Количественный анализ выполняли с помощью программы *HighScore*.

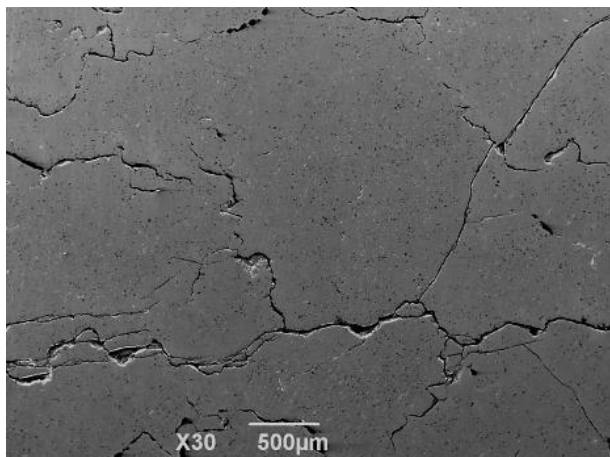
РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Анализ дифрактограмм с поверхности образцов выявил в качестве основной кристаллической фазы диоксид урана UO_2 с гранецентрированной кубической решеткой с оценочным параметром решетки $a = 0,547$ нм (~ 99 % по массе).

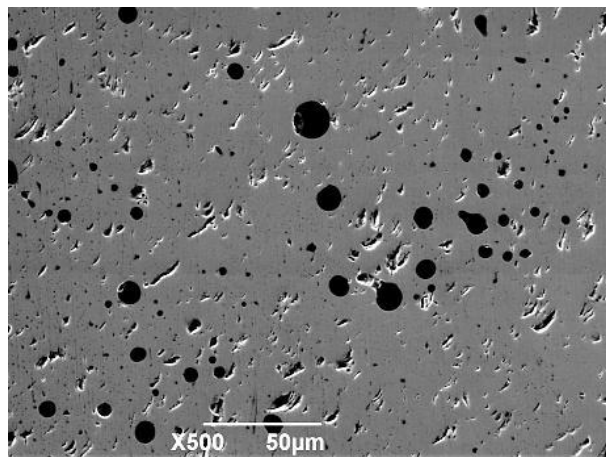
Результатом исследований линий малой интенсивности явилось обнаружение линий фазы на основе феррита α - $(\text{Fe}, \text{Ni}, \text{Cr})$. Доля металлических включений в образцах по результатам исследований микроструктуры в среднем находилась на уровне 1,5–2,5 %, значительного разброса доли металлических включений по поверхности образцов не наблюдалось. Элементный анализ включений выявил, что основными элементами их химического состава являются компоненты хромо-никелевой нержавеющей стали в порядке убывания содержания: Fe, Cr, Ni, Mo, Mn.

Структура поверхности образцов характеризовалась наличием пор и трещин. В образцах имелось большое количество трещин, образующих между собой сетку трещин (рисунок 1).

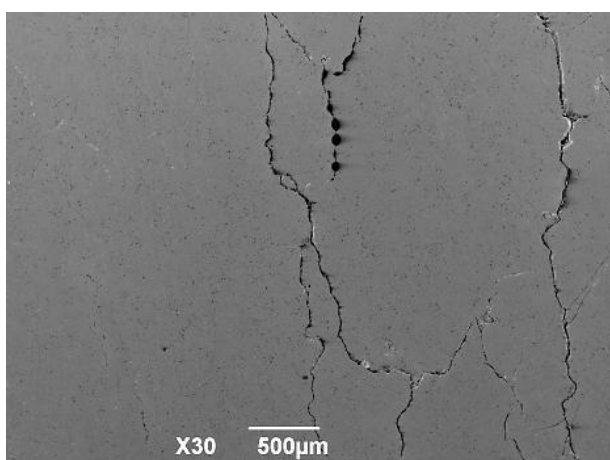
При изучении микроструктуры образцов обнаружены металлические включения с размерами 2–8 мкм. (рисунок 2), характер распределения которых на разных отметках затвердевшего расплава заметно различался.



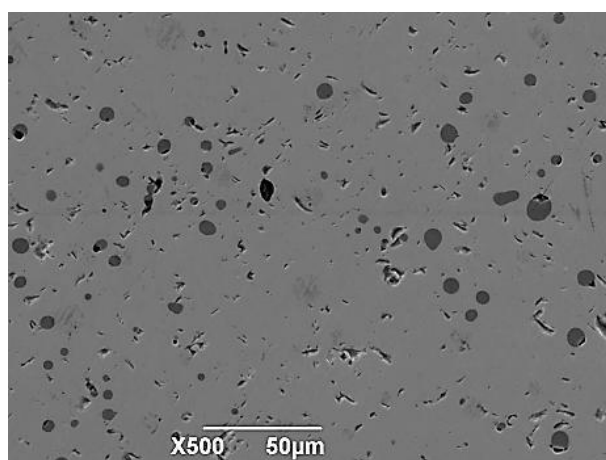
а) образец 1



а) образец 1



б) образец 2



б) образец 2

Рисунок 1. Структура поверхностей образцов, вырезанных из затвердевшего расплава

Рисунок 2. Металлические включения в микроструктуре образцов при увеличении $\times 500$

Для определения элементного состава затвердевшего расплава был проведен ЭДС-анализ каждого образца. Данные элементного состава в массовых и атомных процентах представлены в таблицах 1 и 2.

Для идентификации элементного состава металлических включений был проведен локальный элементный анализ (рисунок 3 и таблица 3).

Таким образом, методом локального элементного анализа металлических включений определено, что включения преимущественно состоят из хрома и железа, при этом содержание урана составляет около 1 %.

Результаты измерений коэффициентов ТФС образцов натурального кориума в сравнении с результатами калибровочных измерений образца двуокиси урана представлены на рисунке 4. Характер полученных температурных зависимостей коэффициентов ТФС совпадает с температурными зависимостями, полученными для двуокиси урана.

Таблица 1. Элементный состав поверхности исследуемых образцов в масс. %.

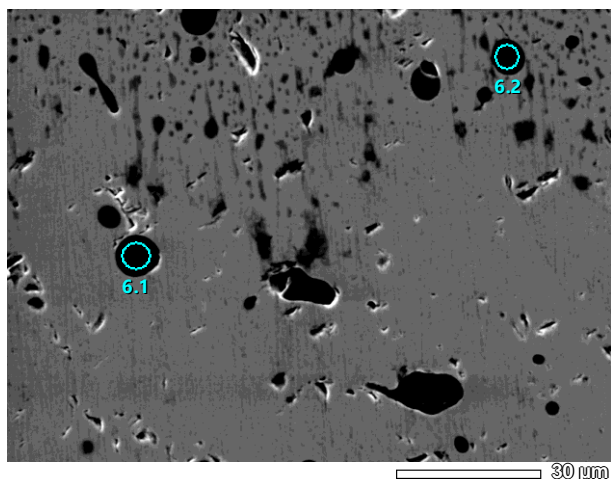
Образцы	U	Fe	Cr	O	Al	Ni	Ti	Nb
1	86,86	0,84	0,95	9,89	1,24	0,14	0,07	-
2	86,70	0,89	1,03	9,90	1,24	0,16	0,07	0,01

Таблица 2. Элементный состав поверхности исследуемых образцов в атом. %.

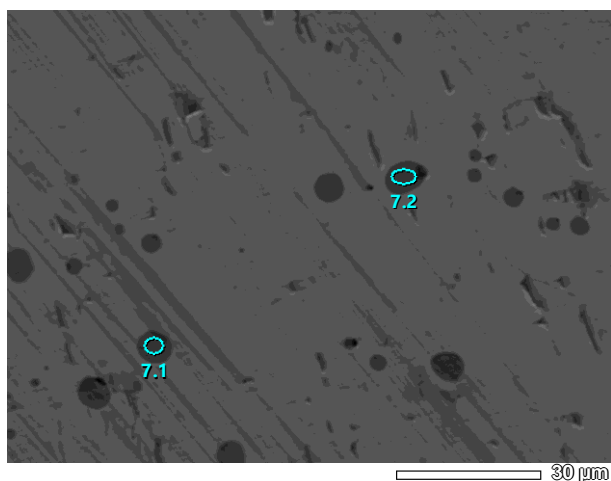
Образцы	U	Fe	Cr	O	Al	Ni	Ti	Nb
1	34,22	1,42	1,72	57,98	4,30	0,23	0,14	-
2	34,08	1,49	1,85	57,88	4,30	0,25	0,14	0,01

Таблица 3. Элементное содержание металлических включений в образцах, масс. %.

Области анализа	O	Al	Ti	Cr	Fe	Ni	Nb	U
6.1	-	1,04	0,87	62,04	30,39	3,73	-	1,93
6.2	0,43	0,86	0,66	52,25	38,97	5,42	0,23	1,18
7.1	-	0,62	0,19	29,67	61,47	6,25	0,68	1,12
7.2	-	0,86	0,49	48,70	45,02	4,92	-	0,02



а) образец 1



б) образец 2

Рисунок 3. Локальный элементный анализ металлических включений

Теплоемкость и температурная зависимость теплоемкости образцов совпадают в пределах 3 % для обоих образцов кориума и образца диоксида урана.

Основными отличиями обладают тепло- и температуропроводность образцов кориума, они на 10–15 % ниже, чем у диоксида урана.

Зафиксированные изменения ТФС после нагрева до 400 °С составили для температуропроводности те же 5–10 %. Отличие температуропроводности материала образцов от температуропроводности спеченного диоксида урана в большей степени определяется наличием пористости и трещиноватости, можно предположить, что параметры трещиноватости должны были измениться заметным образом (примерно в два раза) для получения подобного эффекта.

Измерения геометрических размеров и массы образцов не выявили регистрируемых изменений этих параметров в результате испытаний.

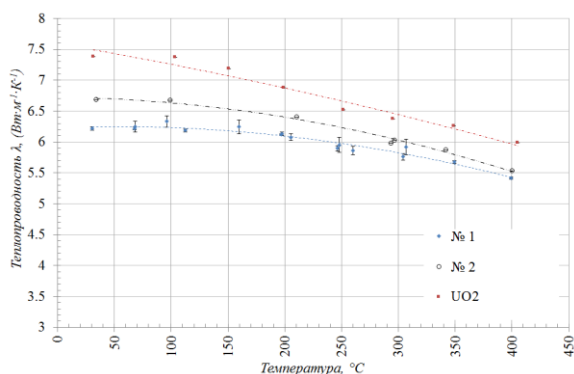
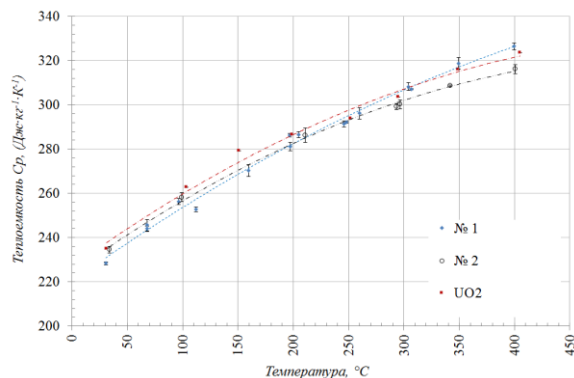
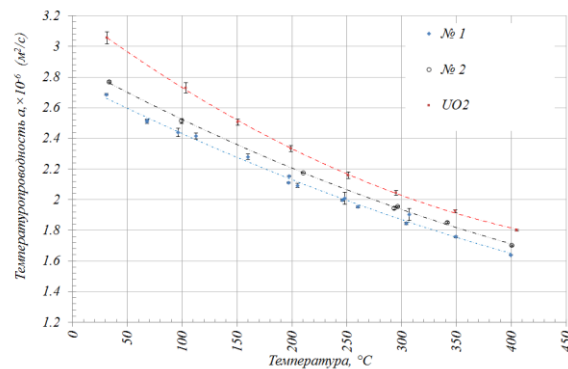


Рисунок 4. Сравнение результатов измерений ТФС образцов натурального кориума и спеченного диоксида урана

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведено изучение теплофизических свойств натурального кориума быстрого энергетического реактора, полученного в эксперименте на исследовательском реакторе ИГР. По результатам исследований сделаны следующие выводы:

1. Впервые получены экспериментальные данные по ТФС образцов натурального кориума быстрого реактора в диапазоне температур от комнатной до ~400 °С.

2. Показана хорошая воспроизводимость результатов в диапазоне температур от комнатной до 300 °С.

3. Характер полученных температурных зависимостей коэффициентов ТФС образцов натурального кориума совпадает с характером температурных зависимостей, полученных для образцов спеченного диоксида урана.

ЛИТЕРАТУРА

1. J.K. Fink. Thermophysical properties of uranium dioxide // Journal of Nuclear Materials. – 2000. vol. 279. – pp. 1–18.
2. M. Skakov, N. Mukhamedov, I. Deryavko, et al. Temperature dependence of thermophysical properties of light-water reactor prototype corium // Proceedings of Inter. conf. “Materials and Engineering and Industrial Applications (MEIA)” September 20–21, 2015. – Hong Kong. – pp. 75–79.
3. D.E. Burkes, C.A. Papesch, A.P. Maddison, T. Hartmann, F.J. Rice. Thermophysical properties of DU-10wt.% Mo alloys // Journal of Nuclear Materials. – 2010. – vol. 403. – pp. 160–166.
4. M. Skakov, N. Mukhamedov, W. Wieleba, I. Deryavko, Study of corium thermophysical properties of light water reactor with different oxidation degrees of zirconium // Research Journal of Pharmaceutical, Biological and Chemical Sciences. – 2016. – vol. 7(4). – pp. 2018–2024.
5. V. Zhdanov, V. Baklanov et al. The Methodology of Determining Heat-Transfer Properties of the Samples of Promising Fuel for Water-Moderated Water-Cooled Power Reactor // Proceedings of Intern. conf. “Nuclear Power of the Republic of Kazakhstan” June 11–13, 2008, Kurchatov, IAE NNC RK. – 2009. – pp. 150–156.

ИГР ЗЕРТТЕУ РЕАКТОРЫНДА АЛЫНҒАН ЯДРОЛЫҚ РЕАКТОРДЫҢ БЕЛСЕНДІ АУМАҒЫНЫҢ МАТЕРИАЛДАРЫНЫҢ БАЛҚЫТПАСЫНЫҢ ҚАСИЕТІ

М.К. Скаков, Н.Е. Мухамедов, А.В. Пахниц, И.И. Дерявко

ҚР ҰЯО РМҚ «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Жұмыста алғашқы рет шапшаң энергетикалық ядролық реактордың табиғи кориумының ~400 °С дейінгі бөлме температурасында жылуфизикалық қасиеттері (салыстырмалы жылу сыйымдылығы, температура өткізгіштігі және жылу өткізгіштігі) анықталған болатын. Алынған деректер шапшаң нейтрондардағы ядролық реактордың корпусында кориум балқытпасын ұстап қалу бойынша үдірісті моделдеу кезінде температура өрістерін есептеуде пайдалануға арналған.

NUCLEAR REACTOR CORIUM PROPERTIES OBTAINED AT IGR RESEARCH REACTOR

M.K. Skakov, N.Ye. Mukhamedov, A.V. Pakhnits, I.I. Deryavko

RSE NNC RK Branch “Institute of Atomic Energy”, Kurchatov, Kazakhstan

In the paper for the first time thermophysical properties (specific heat capacity, thermal diffusivity and thermal conductivity) of natural corium of a fast nuclear power reactor were determined in the temperature range from room one up to ~400 °C. The obtained data is oriented at use in temperature field calculations when modeling the processes of corium melt retention in fast nuclear reactor vessel.