

FIFTH CONFERENCE

Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technology (HLMC-2018)

Abstracts



Предприятие госкорпорации «РОСАТОМ»

АО «Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

ПЯТАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

ТЯЖЕЛЫЕ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛИ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ (ТЖМТ-2018)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

UDC – 621.039

Heavy Liquid-Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2018): Book of Abstracts of the Fifth Conference. – Obninsk, SSC RF-IPPE, October 8–10, 2018. – Obninsk, SSC RF – IPPE, 2018. – 155 p.

The book presents the abstracts of papers and presentations at the Fifth Conference “Heavy Liquid-Metal Coolants in Nuclear Technologies” commemorating the 60th anniversary of the start-up of the world’s first lead-bismuth cooled reactor – the 27/VT test facility at the IPPE.

The materials are included in the collection in the author's edition.

Chairman of the Program Committee, Deputy Director General —
Director of the Unit for Innovation Management of the State Corporation “Rosatom”
Yu. A. Olenin

Chairman of the Organizing Committee,
Director General of JSC “SSC RF – IPPE”
A. A. Goverdovski

Deputy Chairman of the Program Committee – Conference Coordinator,
Adviser to Director General of JSC “SSC RF – IPPE”
G. I. Toshinsky

УДК 621.039

Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2018) : Сборник тезисов докладов V конференции. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 8–10 октября 2018. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2018. — 155 с.

В сборнике представлены тезисы докладов и сообщений пятой конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях», приуроченной к 60-летию пуска в ФЭИ первого в мире реактора с теплоносителем свинец-висмут – стенда 27/ВТ.

Материалы включены в сборник в авторской редакции.

Председатель программного комитета, заместитель генерального директора —
директор Блока управления инновациями ГК «Росатом»

Ю. А. Оленин

Председатель организационного комитета,
генеральный директор АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

А. А. Говердовский

Заместитель председателя программного комитета – координатор конференции,
советник генерального директора АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Г. И. Тошинский

Table of Contents

Memorial session dedicated to the history5

Scientific sessions

Session 19

Session 226

Session 343

Session 455

Session 580

Session 698

Session 7126

Session 8138

Memorial Session

M1 Creation of the First Domestic Nuclear Submarine with Liquid Metal Coolant. Project 645

Zamukov V. V.

JSC "Saint-Petersburg Marin Design Bureau "Malachite", St-Petersburg, Russia

Создание первой отечественной атомной подводной лодки с жидкометаллическим теплоносителем. Проект 645

В. В. Замуков

АО СПМБМ «МАЛАХИТ», Санкт-Петербург, Россия

M2 The First in the World Reactor with Lead-Bismuth Coolant (Facility 27/VT). How that Started

Toshinsky G. I.

JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: toshinsky@ippe.ru

Keywords: lead-bismuth coolant, reactor, steam generator, polonium, accident, corrosion, operating experience, core.

Sixty years ago on December 25, 1958 the first criticality of the first in the world reactor with lead-bismuth coolant (LBC) was performed at Facility 27/VT in the State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). Development of reactor facilities (RF) with lead-bismuth coolant (LBC) was carried out in conditions of lack of necessary knowledge and experience. Moreover, there were fixed directive terms of work completion, which practically eliminated the opportunity for performance of related scientific and research works that was a reason of multiple failures at the stage of mastering of that technology. In the presented report the following issues are considered: the reasons for option of eutectic lead-bismuth alloy as coolant, principal scientific and technical problems solved in the process of mastering of LBC cooled RFs including the problem of coolant technology and corrosion resistance of steels, providing of radiation safety when realizing works related to release of polonium, providing of reliability of steam generators, incidents and accidents happened in the process of operating and ways for elimination of their reasons, experience of fuel unloading performance. On the whole, in the process of performing tests at Facility 27/VT the invaluable experience was obtained that made possible elimination of the reasons of happened accidents and provide reliable operation at RFs of serial nuclear submarines (NS) of Project 705 (705K). On the basis of critically analyzed operating experience, the civilian RF project, namely SVBR-100 that is meeting the Generation IV requirements, is being developed.

References

1. Leypunsky A.I. *The Selected Works. Reminiscences*. Kiev, Naukova Dumka Publ., 1990. 225 p. (In Russian).
2. Toshinsky G.I., Stepanov V.S., Nikitin L.B. et al. The Analysis of Operating Experience of Reactor Installations Using Lead-Bismuth Coolant and Accidents Happened. *Proc. of 1st Conference on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-98)*. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ.,

- 1998, vol. 1, pp. 60-66. (See in book by G. Toshinskii, “*Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)*”, LAMBERT Academic Publ.).
3. Orlov Yu.I., Martynov P.N., Rusanov A.E. et al. Technology of Heavy Liquid Metal Coolants Pb-Bi, Pb in Nuclear Power. *Proc. of 2nd Conference on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2003)*. Obninsk, 2003, paper no. 2108. (CD-ROM). (In Russian).
 4. Rusanov A.E., Levin O.E., Skvortsov N.S. et al. IPPE Experimental Base Aimed to Research Corrosion of Steels in HLHC: the Current Status and Prospects for Development. *Proceedings of 3rd Conference on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2008)*. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ., 2010, vol. 1, pp. 156-168). (In Russian).
 5. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. OECD-NEA, 2015 Edition.
 6. Pankratov D.V., Yefimov E.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Analysis of Polonium Danger in Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant *Proceedings of ICAPP’05*, May 15-19, 2005, Seoul, Korea. Paper no. 5497. (CD-ROM). (See in book by G. Toshinskii, “*Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)*”, LAMBERT Academic Publ.).
 7. Sazonov V.K., Toshinsky G.I., Stepanov V.S. et al. Technology and Experience of Repair Works and Refuelings for the Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant. *Proc. of 1st Conference on Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-98)*. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ., 1998, vol. 2, pp. 599-605 (see in book by G. Toshinskii, “*Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)*”, LAMBERT Academic Publ.).

Первый в мире реактор с теплоносителем свинец-висмут (стенд 27/ВТ). Как всё начиналось

Г. И. Тошинский

АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва; АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск,
E-mail: toshinsky@ippe.ru

Шестьдесят лет назад, 25 декабря 1958 года в ГНЦ РФ – ФЭИ на стенде 27/ВТ был осуществлен физический пуск первого в мире реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ). Разработка РУ с СВТ велась в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта, а также жестких директивных сроков завершения работ, практически исключавших возможность проведения сопутствующих научных исследований, что стало причиной многих неудач на этапе освоения этой технологии. В докладе рассматриваются причины выбора в качестве теплоносителя эвтектического сплава свинец-висмут, основные научно-технические проблемы, решенные в ходе освоения РУ с СВТ, в том числе, проблема технологии теплоносителя и коррозионной стойкости сталей, обеспечение радиационной безопасности при работах, связанных с выходом топлива, обеспечения надежности парогенераторов, инциденты и аварии, имевшие место в период эксплуатации и пути исключения их причин, опыт проведения выгрузки топлива. В целом, при проведении испытаний стенда 27/ВТ был приобретен бесценный опыт, позволивший на РУ серийных АПЛ проекта 705(705К) исключить причины имевших место аварий и обеспечить их надежную эксплуатацию. На основе критически проанализированного опыта эксплуатации ведется разработка проекта РУ гражданского назначения (СВБР-100), удовлетворяющей требованиям Generation IV.

Литература

1. Лейпунский А.И. Избранные труды. Воспоминания. – Киев: «Наукова Думка», 1990. 225 с.
2. Громов Б.Ф., Тошинский Г.И., Степанов В.С., Никитин Л.Б. и др. Анализ опыта эксплуатации реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут и имевших место авариях // Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — Т. 1. С. 63-69 (см. также в кн. G. Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers*, LAMBERT Academic Publ.).

3. Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Русанов А.Е. и др. «Технология тяжелых жидкометаллических теплоносителей Pb-Bi и Pb в ядерной энергетике» // Д-ды второй конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2003)». Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2003. — Доклад № 2108. — CD-ROM.
4. А.Е. Русанов, О.Э. Левин, Н.С. Скворцов и др. «Экспериментальная база ГНЦ РФ-ФЭИ по исследованиям коррозии сталей в ТЖМТ, современное состояние и пути развития (презентация)» // Труды конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2008)», в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2010. — Том 1. С. 100–112.
5. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. 2015 Edition, OECD-NEA.
6. Pankratov D.V., Yefimov E.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Analysis Of Polonium Danger In Nuclear Power Installations With Lead-Bismuth Coolant // Proceedings of ICAPP'05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005, paper no. 5497 (CD-ROM) (См. также в кн. G. Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors. Collection of Selected Articles and Papers*. Lambert Academic Publ.).
7. Сазонов В.К., Тошинский Г.И., Степанов В.С. и др. Технология и опыт ремонтных работ и перегрузок топлива на ядерных энергетических установках с теплоносителем свинец-висмут. // Сб. д-ов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных установках» (ТЖМТ-98), в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 1999. — Т. 1. С. 643–649. (См. также в книге Georgii Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors, Collection of Selected Articles and Papers*, LAMBERT Academic Publ.).

M3 History of Development of Lead-Bismuth Coolant Technology for Nuclear Submarines

Orlov Yu. I.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

The report presents the experience of developing methods and techniques of lead-bismuth coolant technology for "Alfa" series nuclear submarines. The authors draw attention to the underestimation of the importance of solving the coolant technology problem following the results of operation and inspection of the terrestrial prototype of the submarine steam generating system – the 27/VT facility (IPPE), which revealed core slagging, as well as the 645 project nuclear submarine, which experienced an accident at the port side reactor, caused by sudden injection of the primary circuit slags into the core. It became necessary to perform systematic studies of the complex problem of coolant technology, corrosion and mass transfer in lead-bismuth circuits. Systematic studies of this difficult and science-intensive problem were organized. Fundamental research of its main aspects was performed; all the necessary methods and techniques were developed and implemented. Their effectiveness was proved by service experience. A huge contribution to the solution of this problem was made by scientists, engineers, designers and operators of IPPE, OKB GIDROPRESS, OKBM, CRISM "Prometey" (Saint-Petersburg), Kurchatov Institute, RIAR (Dimitrovgrad), NITI (Sosnovy Bor), submarine companies and military units. Implementation of the results made it possible to ensure reliable operation of the submarine nuclear power unit with regard to this problem. During the last years of operation (all submarines are decommissioned in the end of 80s – beginning of 90s) there were no detected temperature field perturbations in the core and no corrosion damage of the circuit materials.

The second difficulty that was encountered was coolant cool-down at certain sections of the lead-bismuth circuit in case of incorrect personnel actions etc. Activities to study this problem were organized, which involved investigation of volumetric changes at coolant solidifying and melting, structural changes after prolonged holdup after the cool-down and their causes, search for thawing methods that could guarantee integrity of structure etc.). As a

result, after the accident at the 645 project nuclear submarine, the starboard nuclear power unit with undamaged core was cooled down and after about 2 years of storage in cooled down state it was started again and brought to high power level.

The third difficulty was the polonium problem, which was also solved successfully. The key accident preventive measures and equipment for personnel polonium protection were developed, which were later used at nuclear submarines and made it possible to avoid personnel overexposure.

История разработки технологии свинцово-висмутowego теплоносителя для АПЛ

Ю. И. Орлов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия

В докладе представлен опыт создания методов и средств технологии свинцово-висмутowego теплоносителя для АПЛ серии «Альфа». Указано на недооценку важности решения проблемы технологии теплоносителя на основании результатов эксплуатации и ревизии наземного прототипа ППУ АПЛ — стенда 27/ВТ (ФЭИ), где выявлена зашлаковка активной зоны, и АПЛ проекта 654, на которой произошла авария на реакторе левого борта, первопричиной которой являлся внезапный заброс в активную зону шлаков из первого контура. Возникла необходимость проведения систематических исследований комплексной проблемы «Технология теплоносителя, коррозия и массоперенос в свинцово-висмутowych контурах». Организованы систематические исследования этой наукоёмкой и сложной проблемы. На фундаментальном уровне изучены основные аспекты проблемы, разработаны и внедрены необходимые методы и средства. Опытом эксплуатации убедились в их эффективности. В решении этой проблемы большой творческий вклад внесли ученые, инженеры, конструкторы, эксплуатационщики ФЭИ, ОКБ «Гидропресс», ОКБМ, ЦНИИ КМ «Прометей» (Санкт-Петербург), Курчатовского института, НИИАР (Дмитровград), НИТИ (Сосновый Бор), экипажи АПЛ и воинские части. Внедрение результатов этих работ позволило надежно обеспечить, с точки зрения этой проблемы, эксплуатацию ЯЭУ АПЛ. Последние 10 лет эксплуатации (все лодки выведены в «отстой» в конце 80-х — начале 90-х годов XX века) нарушений температурных полей в активных зонах или коррозионных повреждений материалов контура не выявлено.

Вторая встретившаяся трудность — подмораживание теплоносителя в отдельных участках свинцово-висмутowego контура при ошибочных действиях персонала и др. Были организованы работы по изучению проблемы (объемные изменения при застывании и плавлении теплоносителя, изменение напряжений в конструкциях при длительной выдержке после замораживания и причины этого и т. д., поиск методов размораживания при гарантированном неповреждении конструкции). Результат — после аварии на АПЛ проекта 645 ЯЭУ правого борта с неповрежденной активной зоной была заморожена, а затем, после выдержки в замороженном состоянии в течение примерно двух лет, разморожена и выведена на высокие уровни мощности.

Третья трудность — полониевая проблема. Она также успешно решена. Разработаны основные организационно-технические мероприятия и средства защиты персонала от полония, которые в дальнейшем использовались на АПЛ и позволили исключить случаи переоблучения персонала.

Session 1

1.1 Overview of IAEA Activities in Field of Fast Reactor Technology Development: Current State and Future Vision

Kriventsev V., Khoroshev M., Batra C.

International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria

E-mai: V.Kriventsev@iaea.org

Keywords: Fast Reactors, IAEA.

The operational experience of Heavy Liquid Metal (HLM) cooled fast reactors is limited, but the interest to the development of HLM systems in the IAEA Member States is growing. The IAEA is carrying out several activities on fast reactor technology development including: i) Information Exchange and International Cooperation, ii) Modelling and Simulations, iii) Technical Support, iv) Fast Reactors Safety, v) Education and Training, and vi) Knowledge Preservation.

Technical Working Group on Fast Reactors (TWG-FR) is a one of the main driving forces directing IAEA activities in the field and the main supporter for the information exchange between the IAEA Member States. Eighteen countries and two international organizations are the full members of the TWG-FR while six other countries and Generation-IV International Forum (GIF) are observers.

In 2009, IAEA's TWG-FR re-established the tradition of "International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles". Since then, at four years interval, three international conferences on fast reactors and related fuel cycles have been organised by the IAEA: FR09 in Kyoto, Japan, FR13 in Paris, France, and FR17 in Yekaterinburg, Russian Federation.

Coordinated Research Projects (CRP) are important IAEA instruments for supporting international research work to achieve specific research objectives consistent with the IAEA programme goals. Several CRPs on fast reactor technology have been conducted during last years, all on sodium cooled fast reactors (SFR): i) Phenix End-of-Life Tests, ii) Monju Natural Convection, iii) Benchmark Analyses on Accelerator-Driven Systems (ADS). CRPs on Radioactive Release from Prototype SFR under Severe Accident Conditions and on Sodium Properties and Safe Operation of Experimental Facilities (NAPRO) are in progress. A new CRP on Neutronics Benchmark of China Experimental Fast Reactor (CEFR) Start-Up Test has been recently started. Another new CRP on Benchmark Analysis of FFTF Loss-of-Flow Without Scram Test will be started in the end of 2018. In addition, IAEA is conducting study on passive shutdown systems for fast reactors, an initiative on knowledge preservation and joint IAEA-GIF initiative on safety liquid metal cooled fast reactors (LMFRs). There are also several activities in the field of fast reactor education and training, including the development of a PC based educational SFR simulator, as well as annual schools and workshops on innovative nuclear systems.

Experience of running these CRPs, joint initiatives and other activities can be effectively used for the coordinated research on HLM fast reactors under the IAEA auspices.

Several international initiatives have been established in the last years to promote cooperation among countries with innovative FRs development and deployment programmes. The most relevant are the ones carried out under the auspices of the Generation IV International forum (GIF) and the IAEA, which have jointly committed to collaboration between the programmes and to share information in selected areas of mutual interest. GEN IV Roadmap outlined the R&D necessary to develop fast reactors concepts for potential deployment. Seven joint IAEA-GIF workshops on safety of SFR have been running for the last eight years resulting in a review of safety design criteria. This cooperation was recently extended to cover consider also heavy liquid metal cooled (HLM) fast reactors.

In the field of technical support on liquid metal cooled fast neutron systems (LMFNS) the IAEA recognizes the importance of identification of the existing experimental infrastructures, as well as of the new experimental facilities based on the recognized R&D needs in the IAEA Member States with fast reactor programmes. A newly developed database of experimental facilities in support of Development and Deployment of Liquid Metal Cooled Fast Neutron Systems (LMFNS Catalogue) presents an overview as well as detailed information on more than 150 experimental facilities under design, construction or operation in 14 IAEA Member States. IAEA "LMFNS Catalogue" is an online database available at nucleus.iaea.org/sites/lmfns.

Two main groups of the LMFNS facilities are included in the online database:

- Experimental facilities devoted to the Sodium cooled Fast Reactor (SFR) development: 79 sodium-based facilities; and
- Experimental facilities devoted to the Lead and Lead-Bismuth cooled Fast Reactor (LFR) development: 72 lead-based facilities.

The growing interest to LFR technology is characterised by almost equal numbers of facilities for the development of SFR and LFR presented for the current version of the LMFNS catalogue (79 and 72 facilities, respectively). The IAEA maintains and regular updates the LMFNS online database. The LMFNS Catalogue is a useful tool for a wide range of governmental and private sector organizations responsible for the development and/or deployment of innovative fast neutron systems in countries with active programmes on these nuclear energy systems, including designers, manufacturers, vendors, research institutions, academia, technical support organizations (TSOs) and other organizations directly involved in technology development programmes on fast neutron systems and, more generally, on advanced nuclear energy systems. By providing the end-users with detailed information on existing and future experimental facilities the online LMFNS database is aimed at facilitating cooperation between organizations with an active programme on fast neutron systems, enhancing the utilization of these facilities within the associated experimental programmes, and motivating the involvement of young engineers and researchers to be educated and trained in the field of advanced reactors.

Following the increasing interest in lead and lead-bismuth coolant technology, the IAEA is organizing a new study on Structural Materials for Heavy Liquid Metal Cooled Reactors. The study was proposed by Italy and Romania and endorsed by the members of the IAEA Technical Working Group on Fast Reactors

Обзор деятельности МАГАТЭ в области развития технологий быстрых реакторов: текущее состояние дел и перспективы

В. Кривенцев, М. Хорошев, К. Батра

Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ), Вена, Австрия

E-mail: V.Kriventsev@iaea.org

Ключевые слова: быстрые реакторы, МАГАТЭ.

Несмотря на ограниченный опыт эксплуатации быстрых реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем, интерес к таким системам в странах-участниках МАГАТЭ растет. Деятельность МАГАТЭ в области развития технологий быстрых реакторов сосредоточена на следующих направлениях: 1) Информационный обмен и международное сотрудничество; 2) Моделирование и расчеты; 3) Техническая поддержка; 4) Безопасность быстрых реакторов; 5) Обучение и подготовка; 6) Сохранение знаний.

Одной из главных движущих сил, определяющих вектор усилий МАГАТЭ в этой сфере и способствующих международному информационному обмену между странами-участницами, является Техническая рабочая группа по быстрым реакторам (ТРГБР). Полноправными членами этой группы являются 18 стран и 2 международных организации. Статус наблюдателей имеют еще 6 стран, а также Международный форум по реакторам IV поколения.

В 2009 г. ТРГБР возобновила традицию проведения «Международной конференции по ядерным реакторам на быстрых нейтронах и их топливным циклам». С тех пор МАГАТЭ организовало 3 международных конференции по быстрым реакторам и топливным циклам с периодичностью раз в четыре года: FR09 в Киото (Япония), FR13 в Париже (Франция) и FR17 в Екатеринбурге (Российская Федерация).

Важным инструментом поддержки международного научного сотрудничества являются проекты координированных исследований, которые направлены на достижение определенных целей в соответствии с программными задачами МАГАТЭ. За последние годы было выполнено несколько проектов, посвященных реакторам с натриевым охлаждением: 1) Эксперименты после окончания срока эксплуатации реактора Феникс; 2) Естественная конвекция на АЭС Мондзю; 3) Сравнительный анализ электроядерных систем. В настоящий момент выполняются проекты по изучению радиоактивных выбросов прототипа быстрого реактора с натриевым теплоносителем в условиях тяжелой аварии, а также по исследованию свойств натрия и безопасной эксплуатации экспериментальных стендов. Недавно был начат проект по анализу нейтронных параметров, полученных во время запуска Китайского экспериментального быстрого реактора CEFR. Еще один проект, посвященный сравнительному анализу испытаний с потерей расхода без аварийного останова на реакторе FFTF, будет начат в конце 2018 г. Кроме того, МАГАТЭ проводит исследования по пассивным системам останова для быстрых реакторов, выполняет программу по сохранению знаний и осуществляет проект по безопасности быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем (совместно с Международным форумом по реакторам IV поколения). Также выполняются несколько программ, посвященных обучению и подготовке персонала для быстрых реакторов (в том числе разработка компьютерного тренажера по быстрым реакторам), проводятся ежегодные семинары по инновационным ядерным системам.

Опыт реализации этих проектов, совместных программ и других инициатив можно эффективно использовать для координированных исследований быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем под эгидой МАГАТЭ.

В последние годы было начато несколько международных проектов, которые способствуют сотрудничеству между государствами, развивающими собственные программы по инновационным быстрым реакторам. Самые важные из них проводятся под эгидой Международного форума по реакторам IV поколения и МАГАТЭ, принявшими на себя обязательства по сотрудничеству в рамках различных программ и обмену информацией в сферах, представляющих взаимный интерес. Сценарий работы по реакторам IV поколения определил НАОКР, которые должны быть выполнены для разработки концепций быстрых реакторов. В течение последних 8 лет работали 7 рабочих групп по безопасности быстрых реакторов. Результатом их работы стал пересмотр критериев анализа безопасности. Недавно сфера сотрудничества была расширена и теперь включает и быстрые реакторы с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

В области технической поддержки систем на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем МАГАТЭ важную роль отводит существующей экспериментальной базе, а также новым стендам, сооружаемым в соответствии с потребностями стран-участниц МАГАТЭ, выполняющих работы по быстрым реакторам. Была создана новая база данных экспериментальных стендов в поддержку разработки и сооружения

систем на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Она содержит сводную и детальную информацию по более чем 150 экспериментальным стендам, которые находятся на этапе проектирования, сооружения или эксплуатации в 14 странах-участниках МАГАТЭ. Этот каталог доступен на странице nucleus.iaea.org/sites/lmfns.

В онлайн-каталог входят две основных группы исследовательских стендов:

- исследовательские установки, посвященные разработке технологий быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: 79 натриевых стендов;
- исследовательские установки, посвященные разработке технологий быстрых реакторов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями: 72 свинцовых стенда.

Почти одинаковое количество установок для натрия и свинца в текущей версии каталога (79 и 72 соответственно) говорит о растущем интересе к технологии свинцового теплоносителя. База данных исследовательских стендов поддерживается и регулярно обновляется МАГАТЭ. Онлайн-каталог очень полезен для правительственных и частных учреждений, работающих в сфере разработки и/или сооружения инновационных систем на быстрых реакторах в странах, которые ведут такие программы. Его могут использовать проектировщики, изготовители, поставщики, исследовательские и образовательные учреждения, организации технической поддержки и другие предприятия, участвующие в разработке технологий быстрых реакторов и перспективных ядерно-энергетических систем в целом. Эта база данных предоставляет конечному пользователю полную информацию по существующим и будущим экспериментальным стендам, упрощает сотрудничество между организациями, занимающимися разработкой систем на быстрых нейтронах, способствует более активному использованию этих стендов в рамках соответствующих экспериментальных программ и мотивирует молодых инженеров и исследователей не получение знаний и навыков в сфере перспективных реакторов.

В связи с повышенным интересом к технологии свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей МАГАТЭ организует новое исследование, посвященное конструкционным материалам в реакторах с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем. Это исследование было предложено Италией и Румынией и поддержано участниками Технической рабочей группы по быстрым реакторам МАГАТЭ.

1.2 Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Power

Toshinsky G. I.

JSC "AKME-Engineering", Moscow; JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: toshinsky@ippe.ru

Keywords: lead, lead-bismuth, fast reactor, thermal reactor, safety, inherent self-protection, potential energy, exhaust of radioactivity, radiophobia.

After the severe accident happened at NPP Fukushima 1, the problem of increasing population radiophobia arose again. And that is hampering the process of nuclear power development. One of the ways to rehabilitate the population confidence to the nuclear power is construction of reactors with high level of inherent self-protection and passive safety such as fast reactors (FR) with heavy liquid metal coolants. In the closed nuclear fuel cycle those reactors will operate in a mode of fuel self-providing without consumption of natural uranium. In those FRs there is no compression potential energy and chemical energy, which are able to cause exhaust of radioactivity requiring population evacuation. Such type FRs can be used for construction of NPPs with power-units of large unit power capacity, and for construction of nuclear power plants with small power modular reactors, which could be used for generation of electricity and heat power, could be located near cities and replace coal electric

plants. Due to absence of large number of safety systems required in traditional type reactors and caused by natural properties of used coolants, the nuclear power plants with such reactors can be more competitive. However, there must be a certain stage for their mastering.

References

1. Paramonov D.V., Dub A. V., Mahin V. M., et al. The Prospects of VVER Technology. Report presented at Conference “Теплофизика-2016”. Obninsk, SSC RF-IPPE, 2016.
2. Toshinsky G.I., Komlev O.G., Petrochenko V.V. et al. Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters. *World Journal of Nuclear Science and Technology*, 2013, vol. 3, no. 2, pp. 59–64. Available at: <http://www.scirp.org/journal/wjnst>.
3. IAEA-TECDOC-1487. *Advanced nuclear plant design options to cope with external events*. IAEA, February 2006.
4. Toshinsky G.I. Stepanov V.S., Nikitin L.B. et al. The Analysis of Operating Experience of Reactor Installations Using Lead-Bismuth Coolant and Accidents Happened. *Proc. of 1st Conf. “Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies” (HLMC-98)*. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ., 1999. Vol. 1, pp. 60-66 (see in book by G. Toshinskii, “Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)”, LAMBERT Academic Publ.).
5. *The Future of the Nuclear Fuel Cycle*. Technical report. Massachusetts Institute of Technology (MIT). 2010.
6. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. OECD-NEA, 2015 Edition.
7. Spievak I., Weinberg A.M. Inherently safe reactors. *Annual Review of Energy*, 1985, vol. 10, pp. 431–462.
8. Forsberg C.W., Weinberg A.M. *Annual Review of Energy*, 1990, vol. 15, pp. 133-152.
9. Orlov V.V., Avrorin E.N., Adamov E.O. et al. Untraditional Concepts of Inherent Safety NPPs. *Atomnaya Energiya*, 1992, vol. 72, issue 4, pp. 317–328.
10. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Dragunov Yu.G., Stepanov V.S. et al. Nuclear Power Development in Market Conditions with Use of Multi-Purpose Modular Fast Reactors SVBR-75/100. *Nuclear Engineering and Design*, 2006, vol. 236, pp. 1490-1502.
11. Toshinsky G.I., Petrochenko V.V. Modular Lead-Bismuth Fast Reactors in Nuclear Power. *Sustainability* 2012,. 4(9), pp. 2293–2316. Published: 18 September 2012. Available at: <https://doi.org/10.3390/su4092293>.
12. Pankratov D.V. Yefimov E.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Analysis of Polonium Danger in Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant. *Proceedings of ICAPP’05*. Seoul, Korea, 2005, May 15–19. Paper No. 5497. (CD-ROM). (See in book by G. Toshinskii, “Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)”, LAMBERT Academic Publ.).

Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерной энергетике

Г. И. Тошинский

АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва; АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск,
E-mail: toshinsky@ippe.ru

Ключевые слова: свинец, свинец-висмут, быстрый реактор, тепловой реактор, безопасность, внутренняя самозащищённость, потенциальная энергия, выброс радиоактивности, радиофобия.

После тяжелой аварии на АЭС Фукусима вновь поднялась волна радиофобии населения, что тормозит развития ядерной энергетике. Одним из путей восстановления доверия населения к ядерной энергетике является создание реакторов с высоким уровнем внутренней самозащищённости и пассивной безопасности, к которым относятся быстрые реакторы (БР) с тяжёлыми жидкометаллическими теплоносителями. В замкнутом ядерном топливном цикле такие реакторы будут работать в режиме топливного самообеспечения без потребления природного урана. В таких БР отсутствуют потенциальная энергия сжатия и химическая энергия, способные привести к выбросу радиоак-

тивности, требующей эвакуации населения. БР такого типа могут быть использованы как для создания АЭС с энергоблоками большой единичной мощности, так и для создания атомных станций с модульными реакторами малой мощности для выработки электрической и тепловой энергии и размещаться вблизи городов, в том числе, и для замещения угольных электростанций. За счет отсутствия многих систем безопасности, требующихся в реакторах традиционных типов, обусловленных природными свойствами используемых теплоносителей, атомные станции с такими реакторами могут оказаться более конкурентоспособными. Однако они требуют этапа своего освоения.

Литература

1. Парамонов Д.В., Дуб А.В., Махин В.М. и др. О перспективах технологии ВВЭР // Тезисы д-дов конф. «Теплофизика реакторов нового поколения» (Теплофизика-2016). — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2016. — С. 11–13.
2. Toshinsky G.I., Komlev O.G., Tormyshev I.V., Petrochenko V.V. «Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters // Nuclear Science and Technology, 2013, Vol. 3, No. 2, pp. 59-64. URL: www.scirp.org/journal/wjnst.
3. IAEA-TECDOC-1487. Advanced nuclear plant design options to cope with external events. IAEA, February 2006.
4. Громов Б.Ф., Тошинский Г.И., Степанов В.С., Никитин Л.Б. и др. Анализ опыта эксплуатации реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут и имевших место авариях // Сб. д-дов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — Т. 1. С. 63-69; в кн. G. Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors* (Collection of Selected Articles and Papers), LAMBERT Academic Publ.
5. The future of the nuclear fuel cycle: Technical report, MIT. Massachusetts Institute of Technology. 2010.
6. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. 2015 Edition, OECD-NEA.
7. Spievak I., Weinberg A.M. Inherently safe reactors // Annual Review of Energy. 1985. Vol. 10, pp. 431-462.
8. Forsberg C.W., Weinberg A.M. // Annual Review of Energy. 1990. Vol. 15, pp. 133-152.
9. Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О. и др. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью // Атомная энергия. 1992. Том 72, вып. 4. С. 317-328.
10. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Dragunov Yu.G., Stepanov V.S. et al. Nuclear power development in market conditions with use of multi-purpose modular fast reactors SVBR-75/100 // Nuclear Engineering and Design, 2006, vol. 236, pp. 1490-1502.
11. Toshinsky G.I., Petrochenko V.V. Modular Lead-Bismuth Fast Reactors in Nuclear Power // Sustainability 2012, 4, 2293-2316. Doi:10.3390/su4092293. ISSN 2071-1050.
12. Pankratov D.V., Yefimov E.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Analysis Of Polonium Danger In Nuclear Power Installations With Lead-Bismuth Coolant // Proc. of ICAPP'05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005, Paper no. 5497 (CD-ROM); в кн. G. Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors* (Collection of Selected Articles and Papers), Lambert Academic Publ.

1.3 SVBR-100 Project for SMR Market

Petrochenko V. V., Grigoriev S. A., Dedul A. V., Komlev O. G.* , Kondauron A. V.

JSC AKME-engineering, Moscow, Russia

E-mail: O.Komlev@svbr.org

Toshinsky G. I.

JSC AKME-engineering, Moscow, JSC «SSC RF-IPPE», Obninsk, Russia

Keywords: lead-bismuth, SMR, SVBR, GEN-IV.

Development of basic SVBR technology that includes R&D for technology of modular lead-bismuth eutectic (LBE) cooled reactor with fast neutron spectrum and FOAK NPP construction followed by its commercialization on the domestic and foreign markets are the main goals of the project.

Development of basic reactor and FOAK NPP designs are carried out by JSC AKME-engineering (established by December 2009) along with leading Russian industry companies (OKB “GIDROPRESS”, SSC RF-IPPE, ATOMPROECT).

FOAK NPP with SVBR-100 design documentation was issued in accordance with national regulations [1] as well as the most significant parts of reactor design documentation including fuel and other core elements designs, primary coolant system, main circulation pump and reloading equipment. They are considered as the main results of the current stage of the project.

Under the regular licensing procedures, the results of the project were considered by national regulators (ROSTECHNADZOR, SEC NRS, ROSPRIRODNADZOR) and after that considerations license for the placement of SVBR FOAK NPP was granted for Dimitrovgrad site. FOAK NPP design was considered by industry experts as well to assess opportunities for reactor and NPP design optimization. As a result, the design documentation and separated design decisions for FOAK NPP were updated based on their recommendations. This allowed us to update expected values of technical and economic characteristics of NOAK NPP with SVBR-100 and to define major factors providing their economic competitiveness. In addition, we carried out investigation to assess possibilities to implement such factors [2].

Nevertheless, NOAK NPP commercialization perspectives, even after successful development and operation of FOAK NPP, should be greatly dependent on NOAK NPP compliance to requirements and structure of future power system, to tendencies and scales of development of a nuclear power system and extent of realization of potential of further development of basic SVBR technology for ensuring economic competitiveness.

The main possibilities to gain further development potential for the basic SVBR technology and to increase economic competitiveness result from large margins for adopted reactor design and from the possibilities to decline reactor and NPP costs by means of the following effects:

- modularity (use of common NPP equipment by all reactors);
- economy of scale effect (fixed cost decrease, learning curve);
- a high share of plant production of the reactor that excludes laborious installation procedures on the primary circle and shortens NPP’s construction time;
- NOAK placement flexibility (multipurpose applications, consecutive commissioning according to local needs, possibilities to operate in weak electrical networks and in load following mode in the range up to 50–100% of NPP’s installed capacity N_{nom} with 0,5–2% N_{nom} per minute power ramp).

Requirements for the next generation nuclear power technology defined by GEN-IV forum assume clear changes of nuclear power technologies in the field of sustainability, economics, safety and reliability, and proliferation resistance and physical protection [3]. Nuclear

power technology based on SVBR has all needed prerequisites to comply holistically these requirements [4].

World energy mix in the last several years undergoes the change, which is expressed in decrease in a share of nuclear power, coal and oil products and increase in a share of renewables and natural gas. Through the last 10 years, the share of consumed electricity generated by renewables grew by 8,4%, while the share of a nuclear power and coal decreased by 3,4% and 3,1% respectively [5]. Such changes, under the current trends of penetration of renewables into the world energy mix, can lead to significant changes in world energy mix up to 50% share of consumed electricity generated by solar and wind power plants [6]. This, in turn, will lead to essential decentralization of an electricity power system and to necessity to have some power system balancing capabilities to manage variability of generated power by renewables (possibly additional power system networks and power generation reserves). Mentioned above NOAK NPP placement flexibility (possibilities to operate in weak electrical networks and load following capabilities) and SVBR safety level (permitting NPP placement near consumers) allow us to consider such NOAK NPP as a possible element for a local power system with an essential share of renewables.

Thus, modular NOAK NPP with SVBR may form a new segment of the market – small and medium sized NPP that meet GEN-IV requirements and could be integrated into forecasted power systems with an essential share of renewables.

References

1. Governmental regulation, # 87, 16.02.2008.
2. Petrochenko V.V., Grigoriev S.A., Komlev O.G. et al. SVBR Project: status and possible development, *IAEA International Conference “Fast Reactors and Related Fuel Cycles” (FR17)*. Yekaterinburg, June 26-29, 2017.
3. *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System*, GIF-002-00, U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.
4. Petrochenko V.V., Komlev O.G., Grigoriev S.A. et al. SVBR Project: Status and GEN-IV Requirement Compliance. *Global Symposium on Lead and Lead Alloy Cooled Nuclear Energy Science and Technology*, September 7-8, 2017, Seoul National University, Seoul, Korea.
5. *BP Statistical Review of World Energy*, 67th edition, June 2018.
6. *New Energy Outlook 2018*, Bloomberg NEF, 2018.

Проект СВБР-100 для рынка АС малой и средней мощности

В. В. Петроченко, С. А. Григорьев, А. В. Дедуль, О. Г. Комлев*, А. В. Кондауров

АО «АКМЭ-инжиниринг», г. Москва,

*E-mail: O.Komlev@svbr.org

Г. И. Тошинский

АО «АКМЭ-инжиниринг», г. Москва

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

Ключевые слова: свинец-висмут, АС малой и средней мощности, СВБР, GEN-IV.

Основными задачами Проекта являются разработка технологии модульных реакторов с теплоносителем свинец-висмут на быстрых нейтронах – базовой технологии СВБР (включая ее демонстрацию на опытно-промышленном энергоблоке (ОПЭБ) с РУ СВБР-100) и последующая коммерциализация этой технологии на отечественном и зарубежном рынках.

Разработка базовой технологии СВБР, включающая разработку технического проекта реакторной установки (РУ) и разработку проекта ОПЭБ с РУ СВБР-100, ведется с

2009 года АО «АКМЭ-инжиниринг» совместно с ведущими отраслевыми организациями АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и АО «Атомпроект».

Основными результатами текущего этапа Проекта явилась разработка проектной документации ОПЭБ с РУ СВБР-100 (комплектность документации соответствует регламентированным нормам [1]) и разработка основной части документации технического проекта РУ СВБР-100. В рамках разработки технического проекта РУ СВБР-100 полностью выпущена документация ключевых элементов и систем РУ: элементов активной зоны (ТВЭЛ, поглощающие стержни, реакторный источник нейтронов), системы технологии теплоносителя первого контура, главного циркуляционного насосного агрегата (ГЦНА), перегрузочного оборудования.

Результаты разработки проекта ОПЭБ рассматривались регулирующими органами (Ростехнадзор, ФБУ «НТЦ ЯРБ», Росприроднадзор и др.) в рамках лицензионного процесса, а также отраслевыми экспертами с целью оценки возможностей оптимизации технических решений по РУ и атомной станции (АС). По результатам рассмотрения регулирующими органами была выдана лицензия на размещение ОПЭБ с РУ СВБР-100 на площадке в г. Димитровград. Одновременно с этим, на основании предложений отраслевых экспертов проведена работа по корректировке проектной документации и оптимизации проектных решений по ОПЭБ, определены прогнозные значения технико-экономических характеристик серийных атомных станций (САС) с РУ СВБР и основные факторы, обеспечивающие их экономическую конкурентоспособность, а также оценена возможность реализации таких факторов [2].

Возможности коммерциализации САС с РУ СВБР, наряду с положительным опытом создания ОПЭБ, в значительной степени будут определяться соответствием САС потребностям и структуре будущей энергетики, тенденциям и масштабам развития ядерной энергетики (ЯЭ) и степенью реализации потенциала дальнейшего развития базовой технологии СВБР для обеспечения экономической конкурентоспособности.

Основными предпосылками реализации потенциала дальнейшего развития базовой технологии СВБР и повышения экономической конкурентоспособности являются принятые при создании ОПЭБ консервативные технические решения и возможности снижения стоимости изготовления РУ и создания САС за счет:

- эффекта модульности (использование блочного и общестанционного оборудования для всех модулей РУ, входящих в состав ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ);
- эффекта масштаба производства (серийность, «кривая обучения»);
- высокого уровня заводской готовности реактора, повышающего качество изготовления реактора и позволяющего сократить срок сооружения САС;
- гибкости развертывания САС (многоцелевое применение, последовательный ввод мощности в соответствии с потребностями региона, работа в слабых сетях и в режимах следования за нагрузкой с диапазоном маневрирования $50\text{--}100\% N_{nom}$ со скоростью $0,5\text{--}2\% N_{nom}$ в минуту).

Тенденции развития будущей ЯЭ сформулированы в виде целей форумом GEN-IV и предполагают качественные изменения ядерно-энергетических технологий следующего поколения в части повышения безопасности, решения проблемы облученного ядерного топлива (ОЯТ) и ресурсной обеспеченности ядерными материалами, экономической конкурентоспособности и инвестиционной привлекательности, обеспечения режима нераспространения ядерных материалов и технологий [3]. Ядерная энергетическая технология (ЯЭТ) СВБР имеет все предпосылки для комплексного удовлетворения требований к ЯЭТ следующего поколения [4].

Структура мировой электроэнергетики в последние несколько лет претерпевает изменение, выражающееся в снижении доли ЯЭ, угля и нефтепродуктов и увеличении

доли возобновляемых источников энергии (ВИЭ) и природного газа (за 10 лет доля произведенной электроэнергии ВИЭ выросла на 8,4 %, а доля ЯЭ и угля снизилась на 3,4 и 3,1 % соответственно [5]). Такие изменения, при сохранении современных тенденций проникновения ВИЭ в электроэнергетику, могут привести к кардинальной перестройке структуры электроэнергетики с долей произведенной электроэнергии на солнечных и ветряных электростанциях достигающей 50% [6]. Это, в свою очередь, приведет к существенной децентрализации энергетики и необходимости дополнительной компенсации последствий изменчивого характера производимой электроэнергии такими ВИЭ (путем развития сетей и наличия регулировочных мощностей в электроэнергетических системах). Однако, упомянутые выше характеристики САС с РУ СВБР (работа в слабых сетях и в режимах следования за нагрузкой) и уровень безопасности, допускающий размещение САС вблизи потребителей, позволяют рассматривать такие САС в качестве возможного элемента региональной электрогенерирующей системы, состоящей из существенной доли ВИЭ и АС малой и средней мощности.

В целом, модульные САС с РУ СВБР могут сформировать новый сегмент рынка АС малой и средней мощности, удовлетворяющих требованиям к ЯЭТ следующего поколения и соответствующих тенденциям развития мировой электроэнергетики с существенной долей ВИЭ.

Литература

1. Постановление Правительства РФ № 87 от 16.02.2008 «О составе разделов проектной документации и требованиях к их содержанию».
2. Петроченко В.В., Григорьев С.А., Комлев О.Г. и др., Проект СВБР: текущий статус и направления развития. Международная конференция МАГАТЭ «Быстрые реакторы и топливные циклы (FR17)», г. Екатеринбург, 26-29 июня 2017 г.
3. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System, GIF-002-00, U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.
4. Petrochenko V.V., Komlev O.G., Grigoriev S.A. et al. SVBR Project: Status and GEN-IV Requirement Compliance. Global Symposium on Lead and Lead Alloy Cooled Nuclear Energy Science and Technology, September 7-8, 2017, Seoul National University, Seoul, Korea.
5. BP Statistical Review of World Energy, 67th edition, June 2018.
6. New Energy Outlook 2018, Bloomberg NEF, 2018.

1.4 A Power Unit with the BREST-OD-300 Reactor

Lemekhov V. V., Moiseyev A. V., Bazhanov A. A., Sarkulov M. K., Smirnov V. S., Yarmolenko O. A., Lemekhov Yu. V., Cherepnin Yu. S., Vasyukhno V. P., Afremov D. A.

JSC NIKIET, Moscow, Russia

Keywords: BREST reactor, power unit, MUPN, FA, metal-concrete vessel, component performance justification, CFD-codes, safety substantiation.

A technology for closing the nuclear fuel cycle based on a lead cooled reactor facility should be tested and demonstrated at the Pilot and Demonstration Energy Complex with the BREST-OD-300 reactor under construction at Seversk for the subsequent commercial implementation as part of large integrated power systems (~1200 MW).

The reactor core design concepts have been validated by positive results of irradiation experiments on prototype fuel elements with mixed uranium-plutonium nitride fuel up to a burn-up of 5.4 % h.a. and a damaging dose of up to 65 dpa. The neutronic characteristics and nuclear safety have been analyzed using certified codes with regard for the use of nitride fuel

in the core. The hydraulic and vibration characteristics were studied based on full-scale mock-ups of fuel assemblies.

The design approaches to the reactor facility components have been experimentally justified based on mockups of components, including test benches with lead coolant. The work performed has made it possible to proceed to the testing of prototypes. Computational justification of components was performed with regard for the lead coolant effects on the properties of structural materials.

Calculations of the reactor facility's thermal-hydraulic characteristics performed using CFD codes have shown that the integral layout and the different level circulation pattern in the primary circuit, along with the rest of the reactor facility peculiarities, ensure that safe operation limits (in terms of fuel and cladding temperatures) are not exceeded during anticipated operational occurrences with multiple failures superimposed (loss of power supply, scram failure), and the localizing function of the reactor unit vessel is ensured.

The results of the radiation safety analysis have confirmed the implementation of target indicators, including no need for evacuation and resettlement of the public outside the site during anticipated operational occurrences with multiple failures (e.g., loss of power supply with scram failure, full reactivity insertion).

Studies show that the BREST-OD-300 concepts can be used in large commercial reactor facilities while ensuring their competitiveness.

At the present time, the BREST-OD-300 power unit design is in the process of licensing with Rostekhnadzor.

Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300

**В. В. Лемехов, А. В. Моисеев, А. А. Бажанов, М. К. Саркулов,
В. С. Смирнов, О. А. Ярмоленко, Ю. В. Лемехов,
Ю. С. Черепнин, В. П. Васюхно, Д. А. Афремов**

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

Ключевые слова: РУ БРЕСТ, Энергоблок, СНУП, ТВС, металлобетонный корпус, обоснование работоспособности оборудования, CFD-коды, обоснование безопасности.

На опытно-демонстрационном энергокомплексе с РУ БРЕСТ-ОД-300, возводимом в г. Северск, должна быть отработана и продемонстрирована технология замыкания ядерного топливного цикла на базе РУ со свинцовым теплоносителем для дальнейшей реализации в индустриальном масштабе на промышленных энергокомплексах большой мощности (~1200 МВт).

Технические решения по активной зоне РУ БРЕСТ-ОД-300 подтверждены положительными результатами облучательных экспериментов прототипных твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом до глубины выгорания 5,4 % т.а. и повреждающей дозы до 65 сна. Нейтронно-физические характеристики и ядерная безопасность рассчитаны по аттестованным расчётным кодам. Гидравлические и вибрационные характеристики изучены на полномасштабных макетах тепловыделяющих сборок.

Технические решения по оборудованию РУ экспериментально обоснованы на макетах компонентов оборудования, в том числе на стендах со свинцовым теплоносителем. Проведённые работы позволили перейти к испытаниям опытных образцов. Расчётное обоснование оборудования проведено с учётом влияния свинцового теплоносителя на свойства конструкционных материалов.

Расчёты теплогидравлических характеристик РУ, выполненные с использованием CFD-кодов, показали, что интегральная компоновка и уровневая схема циркуляции в

первом контуре, наряду с остальными особенностями РУ, при нарушениях нормальной эксплуатации с реализацией множественных отказов (обесточивание, несрабатывание аварийной защиты) обеспечивают непревышение пределов безопасной эксплуатации по температуре топлива, оболочки твэлов, обеспечивается локализирующая функция корпуса реакторного блока.

По результатам расчёта радиационной безопасности подтверждены целевые показатели — отсутствие необходимости эвакуации и отселения населения за границей промплощадки при нарушениях нормальной эксплуатации РУ с множественными отказами (например, обесточивание с несрабатыванием аварийной защиты, ввод полного запаса реактивности).

Проработки показывают, что решения, применяемые в РУ БРЕСТ-ОД-300, могут быть использованы в коммерческих РУ большой мощности с обеспечением их конкурентоспособности.

В настоящее время проект энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300 проходит лицензирование в Ростехнадзоре.

1.5 A Summary of Generation-IV Lead Fast Reactor Activities

Alemberti A. (*Ansaldo Nucleare SpA, Genova, Italy*)

Tuček K. (*EC-Joint Research Center (JRC), Petten, Netherlands*)

Obara T., Kondo M. (*Tokyo Institute of Technology (TIT), Tokyo, Japan*)

Moiseev A. (*JSC “NIKIET”, Moscow, Russia*)

Hwang I.S. (*Seoul National University, Seoul, Republic of Korea*)

Smith C. (*Naval Postgraduate School, Monterey, United States*)

Wu Y., Ming J. (*INEST, Hefei, People’s Republic of China*)

Keywords: Lead Fast Reactor, LFR, Generation IV, GIF, BREST, SSTAR, ELFR, sustainability.

The LFR concepts identified by GIF include three reference systems. The options considered are a large system rated at 600 MWe (ELFR EU), intended for central station power generation, a 300 MWe system of intermediate size (BREST-300 Russia), and a small transportable system of 10-100 MWe size (SSTAR US) that features a very long core life.

Since 2012 the Lead-cooled Fast Reactor provisional System Steering Committee (LFR-pSSC) of the Generation IV International Forum (GIF) has developed a number of top level strategic activities with the aim to assist and support development of Lead-cooled Fast Reactor technology in member countries and entities. The current full members of the GIF-LFR-pSSC (i.e., signatories of the GIF LFR Memorandum of Understanding /MoU/) are: EURATOM, JAPAN, the RUSSIAN FEDERATION, and the REPUBLIC OF KOREA. The UNITED STATES signed in February 2018 the GIF-LFR MoU while the PEOPLE’S REPUBLIC OF CHINA is still participating to the Committee activities in the so called “observer status”.

The paper highlights the main recent collaborative efforts and achievements of the LFR-pSSC, including the development of the LFR System Research Plan, the LFR White Paper on Safety, the LFR System Safety Assessment paper as well as the LFR Safety Design Criteria document. A brief overview of the main aspects of the above cited report is included in the paper to highlight the benefits of the collaborative work carried out inside GIF.

Finally the status of the development of LFRs in the GIF member countries and entities is briefly presented, making reference to all the world-wide initiatives taking place and relevant for LFR.

Обзор деятельности в области реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем IV поколения

А. Алемберти (*Ansaldo Nucleare SpA, Генуя, Италия*)

К. Тучек (*Совместный научно-исследовательский центр Европейской комиссии (JRC), Петтен, Нидерланды*)

Т. Обара, М. Кондо (*Токийский технологический институт (ТИТ), Токио, Япония*)

А. Моисеев (*АО «НИКИЭТ», Москва, Россия*)

И. С. Хван (*Сеульский национальный университет, Сеул, Республика Корея*)

К. Смит (*Военно-морская аспирантура, Монтерей, США*)

И. Ву, Цз. Минь (*INEST, Хэфэй, Китайская народная республика*)

Ключевые слова: свинцовый быстрый реактор, СБР, поколение IV, GIF, БРЕСТ, SSTAR, ELFR, долгосрочное развитие.

На Международном форуме по реакторам IV поколения в качестве основы для проектов свинцовых быстрых реакторов (СБР) были выделены три основных системы. Рассматриваются такие системы, как большая система, рассчитанная на 600 МВт_э (ELFR EU), предназначенная для производства электроэнергии на центральной станции, система на 300 МВт_э среднего размера (БРЕСТ-300, Россия) и небольшая передвижная система на 10–100 МВт_э (SSTAR US), которая отличается большой продолжительностью кампании.

После 2012 г. Координационный комитет по разработке предварительных систем для свинцовых быстрых реакторов (LFR-pSSC) Международного форума по реакторам IV поколения разработал ряд программ, нацеленных на поддержку разработки технологий свинцовых быстрых реакторов в странах и организациях-участниках. В настоящий момент полноправными участниками LFR-pSSC (т. е. сторонами, подписавшими Меморандум о взаимопонимании) являются: EURATOM, Япония, Российская Федерация и Республика Корея. В феврале 2018 г. США также подписали Меморандум, а Китайская Народная Республика в настоящее время участвует в работе Комитета в статусе наблюдателя.

В этом документе описаны основные аспекты совместной работы и достижения LFR-pSSC, в том числе разработка Плана исследований систем СБР, технический документ по безопасности, документ по оценке безопасности систем СБР, а также документ по расчетным критериям безопасности СБР. В этом документе также приводится краткий обзор основных аспектов указанного выше отчета, подчеркивающий важность совместной работы в рамках Международного форума по быстрым реакторам IV поколения.

Кроме того, кратко описано состояние разработки СБР в странах и организациях-участниках форума со ссылками на все глобальные инициативы, касающиеся СБР.

1.6 Strategy and R&D Status of China Lead-based Reactor

Yican Wu, FDS Team

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China
E-mail: yican.wu@fds.org.cn

Keywords: Lead-based Reactor; CLEAR.

Lead-based reactor is one of the most promising nuclear energy systems for Generation-IV reactor and Accelerator Driven subcritical System (ADS). Chinese government has provided a continuous national support to develop lead-based reactors technology since 1986, by Chinese Academy of Sciences (CAS), Minister of Science and Technology, NSF etc. In the last 30 years' research on lead-based reactor, Institute of Nuclear Energy Safety Technology (INEST/FDS Team) places more emphases on China LEAd-based Reactor (CLEAR) design, reactor safety assessment, design and analysis software development, lead-bismuth experiment loop, key technologies and components R&D activities and proposed a roadmap of CLEAR development.

INEST has completed detailed conceptual design of CLEAR-I ADS reactor for spent fuel transmutation as final goal, which has operation capability of subcritical and critical dual-mode, and finished engineering design of small module reactor called CLEAR-M for 10MW class power supply. In addition, series of innovative concepts for different purpose are being developed to enlarge the application perspective of lead-based reactors, such as advanced external neutron source driven lead-based raveling-wave Reactor (CLEAR-A) for U and Th high efficient utilization, CLEAR-H for hydrogen production, etc.

KYLIN series Lead-Bismuth Eutectic (LBE) experimental loops have been constructed which is a large multi-functional lead-bismuth experiment loop platform. It has three independent loops, including material test loop, thermal hydraulic loop and safety loop. The objective of KYLIN is to perform structural material corrosion experiments, thermal-hydraulics tests and safety experiments. The key components including the control rod drive mechanism, refueling system, fuel assembly, and simulator for principle verification have been fabricated and tested. In order to integrated test the technologies of lead-based reactor, three integrated test facilities have been built, including the lead alloy cooled engineering validation reactor CLEAR-S, the lead-based zero power critical/subcritical reactor CLEAR-0, the lead-based virtual reactor CLEAR-V.

Китайский свинцовый реактор: стратегия и текущее состояние НИР

Икан Ву, FDS Team

*Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,
 Институт технологий безопасности ядерной энергетики, Китайская академия наук,
 Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай*
E-mail: yican.wu@fds.org.cn

Ключевые слова: свинцовый реактор, CLEAR.

Свинцовый реактор является одной из самых многообещающих ядерных энергетических систем для подкритической системы с ускорителем (ЭЯУ) и реакторов IV поколения. Начиная с 1986 года китайское правительство оказывает постоянную поддержку исследований в области развития реакторов со свинцовым теплоносителем, реализуемую через Китайскую академию наук, Министерство науки и технологий, Национальный фонд содействия развитию науки и другие организации. В рамках исследовательских ра-

бот по реакторам со свинцовым теплоносителем, которые проводились в течение последних 30 лет, Институт технологий безопасности ядерной энергетики (INEST) уделял основное внимание конструкции реактора, оценке его безопасности, разработке программного обеспечения для проектирования и расчетов, свинцово-висмутовой экспериментальной петле, проведению НИОКР по ключевым технологиям и оборудованию и составлению дорожной карты дальнейшего развития свинцовых реакторов.

Была завершена разработка детального эскизного проекта реактора CLEAR-I ADS, который может работать в критическом и подкритическом режимах и конечной целью которого является трансмутация отработавшего топлива, также закончен технический проект малого модульного реактора CLEAR-M для выработки энергии с мощностью 10 МВт. Кроме того, разрабатываются инновационные концепции для разных областей применения, которые расширяют перспективы использования свинцовых реакторов, в том числе перспективный реактор на бегущей волне с внешним источником нейтронов и свинцовым теплоносителем для высокоэффективной утилизации U и Th, установка CLEAR-H для производства водорода и т. д.

Были созданы экспериментальные петли серии KYLIN со свинцово-висмутовой эвтектикой, которые представляют собой крупную многофункциональную экспериментальную платформу для исследований технологии свинца-висмута с тремя независимыми петлями. Установки серии KYLIN будут использоваться для коррозионных испытаний конструкционных материалов, теплогидравлических испытаний и испытаний по безопасности. Изготовлено и испытано основное оборудование, включая механизм привода регулирующих стержней, систему перегрузки топлива, ТВС и моделирующее устройство для проверки правильности принятых решений. Для комплексного испытания технологии эксплуатации свинцового реактора построено три испытательных стенда: неядерная установка CLEAR-S на свинцовом сплаве для верификации проекта, свинцовый ядерный реактор CLEAR-0 нулевой мощности и свинцовый виртуальный реактор CLEAR-V.

1.7 Provision of Heavy Liquid-Metal Coolant Technology in the New Generation Reactor Systems

**Askhadullin R. Sh., Storozhenko A. N., Melnikov V. P.,
Legkikh A. Yu., Ulianov V. V.**

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

The selection of coolant for a reactor system to a great extent accounts for its engineering features and safety parameters. Heavy liquid-metal coolants (lead, lead-bismuth) are explosion – fireproof effective coolants that allow heat removal at high temperatures and low pressures. At present, at the national and international levels, the new generation reactor systems with lead and lead-bismuth coolants are being developed on the basis of up-to-date safety standards, sustainability, cost effectiveness, and physical protection. In Russia, the engineering design of the BREST-OD-300 reactor is nearing completion; the engineering design of the SVBR-100 reactor has been completed. The Chinese heavy liquid metal cooled reactor "CLEAR-I" is at the stage of preliminary engineering design. The following reactors are being developed in Europe: ALFRED (Generation IV European Lead-Cooled Demonstration Reactor), MYRRHA (Lead-Bismuth-Cooled Research Reactor based on the Accelerator-Driven System), ELFR (Generation IV European Commercial Lead-Cooled Reactor).

The vast experience gained in Russia in the area of heavy liquid metal coolants (reactor systems for submarines, circulation test facilities) shows that for failure-free and safe operation of plants with these coolants, a set of measures on coolant technology have to be put in place.

The need for a special set of measures is defined by the following features of the coolant application:

- formation of solid-phase lead oxide-based slag when it comes in contact with oxygen (in the event of reactor depressurization), special methods of coolant purification are required;
- interaction with structural steels (corrosion damage of the surface in the absence of protective oxide coatings), special methods are required to ensure the conditions for oxide coating formation and maintenance on the steel surfaces;
- accumulation of solid-phase oxides of metal impurities on the coolant surface and heat-exchange surfaces (in the absence of continuous coolant filtration), high-temperature coolant filters have to be used;
- accumulation of coolant aerosols and solid-phase oxides of metal impurities in the reactor cover gas (in the absence of cover gas filtration); special filter materials are required for the gas filters.

Up-to-date approaches to the heavy liquid-metal coolant technology are addressed in this paper.

Обеспечение технологии тяжёлого жидкометаллического теплоносителя в реакторных установках нового поколения

**Р. Ш. Асхадуллин, А. Н. Стороженко, В. П. Мельников,
А. Ю. Легких, В. В. Ульянов**

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Выбор теплоносителя реакторной установки в значительной степени определяет её инженерный облик и параметры безопасности. Тяжелые жидкометаллические теплоносители (свинец, свинец-висмут) – взрыво-пожаробезопасные эффективные теплоносители, позволяющие отводить тепло при высоких температурах и малых давлениях. В настоящее время на национальном и международном уровнях на основе современных стандартов безопасности, устойчивости, экономической эффективности, физической защиты, разрабатываются реакторные установки нового поколения со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. В России завершается техническое проектирование реактора БРЕСТ-ОД-300, завершен технический проект реакторной установки СВБР-100. На стадии предварительного технического проектирования находится китайский реактор с тяжелым теплоносителем CLEAR-I. В Европе разрабатываются следующие реакторные установки: ALFRED (европейский демонстрационный реактор со свинцовым теплоносителем IV поколения), MYRRHA (исследовательский реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем на основе электроядерной системы), ELFR (европейский коммерческий реактор со свинцовым теплоносителем IV поколения).

Имеющийся в России значительный опыт работы с тяжелыми теплоносителями (реакторные установки подводных лодок, циркуляционные стенды) показывает, что для безаварийной и безопасной эксплуатации установок с данными теплоносителями необходимо выполнение комплекса мер по технологии теплоносителя.

Необходимость выполнения специального комплекса мер определяется следующими особенностями использования теплоносителя:

- образование твердофазных шлаков на основе оксидов свинца при контакте с кислородом (в случае разгерметизации реактора); необходимы специальные методы очистки теплоносителя;

- взаимодействие с конструкционными сталями (коррозионные повреждения поверхности в случае отсутствия защитных оксидных покрытий); необходимы специальные методы обеспечения условий формирования и поддержания оксидных покрытий на поверхностях сталей;

- накопление твердофазных оксидов металлических примесей на поверхности теплоносителя и теплообменных поверхностях (при отсутствии непрерывной фильтрации теплоносителя); необходимо использование высокотемпературных фильтров теплоносителя;

- накопление аэрозолей теплоносителя и твердофазных оксидов металлических примесей в защитном газе реактора (при отсутствии фильтрации защитного газа); необходимо использование специальных фильтроматериалов для газовых фильтров.

В докладе рассмотрены современные подходы к технологии тяжелого жидкотеплоносителя.

Session 2

2.1 Small-Sized Nuclear Power Plant of Ultra-Small Power for the Far North Conditions

Ivanov N. V.^{1*}, Levchenko A. V.¹, Toshinsky G. I.²

¹Simulation Systems Ltd. (SSL), Obninsk, Russia

²JSC "SSC RF IPPE", Obninsk, Russia

* E-mail: NikolayIvanov@ssl.obninsk.ru

Development of heat and power supply reactors of ultra-low power (electric power up to 30 MW) is one of the perspective areas in modern nuclear power engineering.

Ultra-low power reactor facility may be in demand to ensure vital activity of infrastructure in hard-to-reach regions, providing a high degree of autonomy.

The report describes the worked out concept of the reactor core design and its neutron-physical parameters.

The concept of this project is based on requirements that can be summarized as follows:

- ability to work in extremely low negative temperatures;
- nuclear reactor with 8 MW of heat power providing electricity to 1.5 MW at a nuclear power plant of ultra-low low power;
- operating time between refueling is 20 years;
- absence of high-pressure housing;
- the reactor should be of small-sized (diameter and height of the core not more than a meter);
- reliability and safety of the reactor should be in accordance with modern level of science and technology.

Taking into account the requirements for the campaign duration and the small dimensions of the reactor, uranium dioxide enriched to 35% has been considered as a fuel.

The shortened fuel elements of the SVBR (PBFR)-100 reactor are used as the fuel elements [1].

Heavy liquid metal lead-bismuth alloy (44,5% Pb + 55,5% Bi) has been chosen as a coolant [2].

As the result of variant calculations and with an aim to meet the above requirements the certain neutron-physical parameters have been obtained.

The main parameters of the core and results of the calculations are shown in the Table.

The main parameters of the core and results of the calculations

Parameter		Value
The core	Height, mm	500
	Diameter of the core (without reflector), mm	725
	Number of the fuel elements	1966
	Number of technological channels of CPS	9
	Fuel	UO ₂ (35% ²³⁵ U)
	Time between refueling, years	20
Reactivity resource during the campaign	Cold state. Fresh fuel, %Δk/k	10,49
	Hot state. Fresh fuel. Temperature of 270°C, %Δk/k	10,14
	100% N _{HOM} . Fresh fuel, %Δk/k	10,03
	100% N _{HOM} . Operation of 20 years, %Δk/k	0,99

Coefficients of reactivity	Of the fuel temperature, $\Delta k/k/C$	-1,59E-06
	Of the coolant temperature, $\Delta k/k/C$	-4,83E-06
	Of power, $\Delta k/k/MW$	-6,39E-06

References

1. Kondratyev D.V. et al. Reactor facility SVBR. *Problems of atomic science and technology. Series: "Safety of nuclear power plants"*, iss. 24, 2009. (In Russian).
2. Efanov A. D. et al. Technology of lead-bismuth coolant on nuclear power plants of the first and second generations. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. no. 1, 2007.

Малогабаритная атомная станция сверхмалой мощности для условий Крайнего Севера

Н. В. Иванов^{1*}, А. В. Левченко¹, Г. И. Тошинский²

¹ ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск

² АО «ГНЦ РФ ФЭИ», Обнинск

* E-mail: NikolayIvanov@ssl.obninsk.ru

В современной атомной энергетике одним из перспективных направлений использования ядерной энергии являются реакторы для тепло- и электроснабжения сверхмалой мощности (электрическая мощность до 30 МВт).

Реакторная установка сверхмалой мощности может оказаться востребованной для обеспечения жизнедеятельности объектов инфраструктуры в труднодоступных регионах, обеспечивая высокую степень автономности.

В докладе описывается проработанная концепция конструкции активной зоны реактора и нейтронно-физические характеристики.

В основу концепции данного проекта положены требования, кратко которые можно сформулировать следующим образом:

- способность работать в условиях крайне низких отрицательных температур;
- ядерный реактор тепловой мощностью 8 МВт, позволяющий обеспечить выработку электроэнергии до 1,5 МВт на атомной станции сверхмалой мощности;
- время работы между перегрузками топлива 20 лет;
- отсутствие корпуса высокого давления;
- реактор должен быть малогабаритным (диаметр и высота активной зоны не более метра);
- надежность и безопасность реактора должна соответствовать современному уровню развития науки и техники.

С учетом требований по длительности кампании и малых габаритов реактора в качестве топлива был рассмотрен обогащенный до 35% диоксид урана.

В качестве тепловыделяющих элементов используются укороченные ТВЭЛы реактора СВБР-100 [1].

В качестве теплоносителя выбран тяжелый жидкометаллический сплав свинец-висмут (44,5% Pb + 55,5% Bi) [2].

В результате вариантных расчетов для реализации поставленных требований получены нейтронно-физические характеристики. Основные характеристики активной зоны и результаты расчетов приведены ниже.

Характеристики активной зоны

Высота активной зоны, мм	500
Диаметр активной зоны (без учета отражателя), мм	725
Количество ТВЭЛов, шт.	1966

Количество технологических каналов под стержни СУЗ	9
Топливо	UO ₂ (35% ²³⁵ U)
Время между перегрузками топлива, лет	20

Запас реактивности в течение кампании

Холодное состояние. Свежее топливо, %Δk/k	10,49
Горячее состояние. Свежее топливо. Температура 270°C, %Δk/k	10,14
100% N _{ном.} Свежее топливо, %Δk/k	10,03
100% N _{ном.} Работа 20 лет, %Δk/k	0,99

Коэффициенты реактивности

По температуре топлива, Δk/k/С	-1,59E-06
По температуре теплоносителя, Δk/k/С	-4,83E-06
Мощностной, Δk/k/МВт	-6,39E-06

Литература

1. Кондратьев Д. В. и др. Реакторные установки СВБР // ВАНТ. Серия: «Обеспечение безопасности АЭС». Выпуск 24. Подольск, 2009.
2. Ефанов А. Д. и др. Технология свинцово-висмутowego теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколений // Известия вузов. Ядерная энергетика. №1, 2007.

2.2 Experimental Modeling of Hydrodynamics and Heat Transfer in Reactors with Heavy Liquid Metal Coolants

Sorokin A. P., Kuzina Ju. A., Orlov A. I.

*Joint Stock Company "State scientific centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky", Obninsk, Russia,
E-mail: sorokin@ippe.ru*

Keywords: hydrodynamics, heat exchange, liquid metals, fast reactors, physical modeling, velocity, pressure, temperature, similarity theory, criteria of similarity, channels of complex shape, reactor core, reactor vessel, hydraulic resistance, heat transfer, interchannel mixing.

The thermohydraulic analysis of reactor units with fast reactors is one of the most important directions of the complex of interrelated tasks on the justification of reactor parameters related to neutron physics of reactors, thermal physics, thermo-mechanics, structural strength, etc.

The necessary for the development of methods for numerical simulation of hydrodynamics and heat transfer for the justification of design solutions and the safety of reactor units required experimental studies to obtain data on physical regularities and the characteristics of hydrodynamics and heat transfer in the reactor units, relations for closing of the numerical models equations and verification of computational codes [1–4]:

- hydrodynamics of liquid metal coolant flows in channels, rod systems, chambers and collector distribution systems;
- heat transfer in pipes, assemblies of fuel rods of the reactor core and heat exchangers with liquid metal coolants taking into account interchannel mixing;
- hydrodynamics and heat transfer in the steam generators;
- heat transfer in the mixing chamber, etc.

To solve these problems a set of experimental liquid metal facilities was created, equipment, modeling methods, experimental techniques and measurement techniques were developed, sensors and system for automatic obtaining and processing of experimental information were created.

Heat transfer in liquid metals has its own characteristics largely due to their high thermal conductivity and the low Prandtl number accordingly. At low values of the Prandtl number the concept of a thermal boundary layer which in this case extends to the center of the channel loses its meaning. When studying the heat transfer of liquid metals, first of all, in the region of the heat-transfer surface, it is necessary to take into account the behavior of the impurity composition of the liquid-metal coolant at the surfaces of its circulation for the nominal regime and for deviations from the normal operation mode, and also to monitor its state.

Thus, one of the most important questions in the preparation and carry out of experiments on hydrodynamics and heat transfer in liquid metal coolants is the fulfillment of the conditions for mechanical, thermal, and thermodynamic similarity determining the dependence of the physical properties of a moving heat-conducting medium on the state parameters, and the most general dependencies for description heat transfer in various liquids under the most various conditions of hydrodynamics and heat transfer.

When planning and carry out an experimental study, generalizing its results, the similarity analysis and the following criteria and asymptotic solutions should be applied in full. In the case when a sufficiently complete analytical solution or numerical study of a mathematical model is possible, the purpose of the experiments is to test its main premises and also to refine the calculation coefficients.

Direct physical modeling consists in reproducing a process of the same physical nature as in the actual sample, but the same characteristics of the process are changed (reduced or increased) by some constant factors. In other words, any two physically similar phenomena can form a pair of full-scale sample – a model. Hence follows the fundamental rule of modeling, formulated by M.V. Kirpichev and A.A. Gukhman [5]: similar to systems of one physical nature, the conditions of single-valuedness of which are similar, and the criteria of the same name, compiled from the single-valued conditions, are numerically identical.

To fully simulate the model of the full-scale sample, the following conditions must be carried out:

- a) the process reproduced in the model refers to the same class of physical phenomena as the process in the actual sample, both processes obey the same equations and are characterized by the same physical quantities;
- b) the model is geometrically similar to the actual sample;
- c) the dimensionless boundary conditions in the actual sample and the model are the same qualitatively and numerically;
- d) dimensionless independent variables (defining criteria), the variables in the actual sample and the model have the same numerical value in pairs.

When these conditions are carried out the simulation is straightforward and complete.

Physical modeling with sufficiently clearly delineated boundaries of the reliability of the results obtained with its help is possible only on the basis of some pre-selected mathematical model.

Practically direct modeling can be applied indefinitely only for processes whose determined similarity numbers are functions of only geometric simplices of the system and one defining criterion. The presence of two defining criteria, such as, for example the numbers Re and Pr during heat exchange, significantly complicates the modeling. With three defining criteria, direct modeling is usually not feasible. In such cases it is necessary to carry out a systematic multi-variant experiments.

The purpose of such modeling experiments is the real identification of effects, solved by a very general mathematical model, but not reproducible at the modern level of mathematical technologies, either analytically or in numerical studies. For example, the elucidation of complex vortex structures in viscous fluid flows, the correlation functions of specific turbulent flows, etc.

In this paper we present the results of an analysis of the features of the application of the similarity theory of thermophysical processes to modeling:

- hydrodynamics and heat transfer to liquid metals in channels of complex shapes;
- thermal hydraulics in rod systems with liquid metal coolants (reactor core, heat exchangers and steam generators);
- temperature and velocity fields in the hot chamber of the reactor in various operating modes.

References

1. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyukhin N.M. *Inter channel exchange in FA of fast reactors (theoretical basis and physics of the process)*. Series: Physics and Technology of Nuclear Reactors, Issue 38, Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. (In Russian).
2. Rachkov V.I., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P. Thermohydraulic research of nuclear power plants (to the 60th anniversary of the first nuclear power plant). *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya energetika*, 2014, no. 1, pp. 39–63.
3. Opanasenko A.N., Sorokin A.P., Trufanov A.A., Denisova N.A., Sviridov E.V., Razuvanov N.G., Zagorsky V.G., Belyaev I.A. Experimental Investigations of Temperature and Velocity Fields on the Integrated Water Model of a Fast Reactor in Various Operating Modes. *Atomic Energy*, 127, vol. 1, pp. 21–27. (In Russian).
4. Rachkov V.I., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Thermohydraulic researches liquid metal coolant in nuclear power plants. *Thermophysics of high temperatures*, 2017, vol. 56, no. 1, pp. 121–136. (In Russian).
5. Gukhman A.A., Kirpichev M.V. Theory of models. *Proceedings of the Leningrad Polytechnic Institute M.I. Kalinin*, 1927, vol. 30. pp. 1–50. (In Russian).

Экспериментальное моделирование процессов гидродинамики и теплообмена в реакторах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, А. И. Орлов

АО «Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
E-mail: sorokin@ippe.ru

Ключевые слова: гидродинамика, теплообмен, жидкие металлы, быстрые реакторы, физическое моделирование, скорость, давление, температура, теория подобия, критерии подобия, каналы сложной формы, активная зона, бак реактора, гидравлическое сопротивление, теплоотдача, межканальное перемешивание.

Теплогидравлический анализ реакторных установок (РУ) с быстрыми реакторами является одним из важнейших направлений комплекса взаимосвязанных задач по обоснованию параметров РУ, относящихся к нейтронной физике реакторов, теплофизике, термомеханике, прочности конструкции и т. д.

Потребности развития методов численного моделирования гидродинамики и теплообмена для обоснования проектных решений и безопасности реакторных установок потребовали проведения экспериментальных исследований для получения данных по физическим закономерностям и, характеристикам гидродинамики и теплообмена в РУ, соотношений для замыкания уравнений численных моделей и верификации расчетных кодов [1–4]:

- гидродинамики потоков жидкометаллического теплоносителя в каналах, стержневых системах, камерах и коллекторных распределительных системах;
- теплообмена в трубах, сборках твэлов активной зоны реактора и теплообменниках с жидкометаллическими теплоносителями с учетом межканального перемешивания;

- гидродинамики и теплопередачи в парогенераторах;
- теплообмена в камере смешения и т.д.

Для решения этих задач был создан комплекс экспериментальных жидкометаллических стендов, разработано оборудование, методы моделирования, методики проведения экспериментов и техника измерений, созданы датчики, средства автоматизации съема и обработки экспериментальной информации.

Теплообмен в жидких металлах имеет свои особенности, в значительной степени обусловленные их высокой теплопроводностью и, соответственно, низким значением числа Прандтля. При низких значениях числа Прандтля понятие теплового пограничного слоя, который в данном случае распространяется до центра канала, теряет смысл. При изучении теплообмена жидких металлов, прежде всего, в области теплоотдающей поверхности следует учитывать поведение примесного состава жидкометаллического теплоносителя у поверхностей его циркуляции для номинального режима и при отклонениях от режима нормальной эксплуатации, а также осуществлять контроль за его состоянием.

Таким образом, одним из важнейших вопросов при подготовке и проведении экспериментов по гидродинамике и теплообмену в жидкометаллических теплоносителях является выполнение условий механического, теплового и термодинамического подобия, устанавливающего зависимость физических свойств движущейся теплопроводящей среды от параметров состояния, и самые общие зависимости для описания теплопередачи в различных жидкостях при самых разнообразных условиях гидродинамики и теплообмена.

При планировании и проведении экспериментального исследования, обобщении его результатов, анализ подобия и следующие из него критерии и асимптотические решения должны применяться в полном объеме. В том случае, когда возможно достаточно полное аналитическое решение или численное исследование математической модели, цель экспериментов – апробация ее основных предпосылок, а также уточнение расчетных коэффициентов.

Прямое физическое моделирование заключается в том, что воспроизводится процесс той же физической природы, что в натурном образце, но одноименные характеристики процесса изменены (уменьшены или увеличены) на некоторые постоянные множители. Иначе говоря, любые два физически подобные явления могут образовывать пару натурный образец – модель. Отсюда следует фундаментальное правило моделирования, сформулированное М.В. Кирпичевым и А.А. Гухманом [5]: подобны системы одной физической природы, условия однозначности которых подобны, а одноименные критерии, составленные из условий однозначности, численно одинаковы.

Для полного подобия модели натурному образцу должны быть выполнены условия:

а) процесс, воспроизводящийся в модели, относится к тому же классу физических явлений, что и процесс в натурном образце, оба процесса подчиняются одним и тем же уравнениям и характеризуются одинаковыми физическими величинами;

б) модель геометрически подобна натурному образцу;

в) безразмерные краевые условия в натурном образце и модели одинаковы качественно и численно;

г) безразмерные независимые переменные (определяющие критерии), переменные в натурном образце и модели попарно имеют одинаковое численное значение.

При выполнении этих условий моделирование является прямым и полным.

Физическое моделирование с достаточно четко очерченными границами достоверности получаемых с его помощью результатов возможно только на базе некоторой заранее выбранной математической модели.

Практически прямое моделирование может неограниченно применяться лишь для процессов, определяемые числа подобия которых являются функциями только геометрических симплексов системы и одного определяющего критерия. Наличие двух определяющих критериев, как, например, чисел Re и Pr при теплообмене, заметно осложняет моделирование. При трех определяющих критериях прямое моделирование обычно неосуществимо. В таких случаях необходима постановка систематических многовариантных экспериментов.

Назначением таких моделирующих экспериментов является реальное выявление эффектов, разрешенных весьма общей математической моделью, но не воспроизводимых на современном уровне математических технологий ни аналитически, ни в численных исследованиях. Например, выяснение сложных вихревых структур в потоках вязкой жидкости, корреляционные функции конкретных турбулентных течений и т. д.

В настоящей работе представлены результаты анализа особенностей применения теории подобия теплофизических процессов применительно к моделированию:

- гидродинамики и теплообмена в жидких металлах в каналах сложной формы;
- теплогидравлики в стержневых системах с жидкометаллическими теплоносителями (активная зона, теплообменники и парогенераторы);
- полей температуры и скорости в горячей камере реактора в разных режимах работы.

Литература

1. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов (теоретические основы и физика процесса). Серия: Физика и техника ядерных реакторов. Вып. 38. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Рачков В.И., Ефанов А.Д., Жуков А.В., Калякин С.Г., Сорокин А.П. Теплогидравлические исследования ЯЭУ (к 60-летию пуска Первой АЭС) // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 1. – С. 39–63.
3. Опанасенко А.Н., Сорокин А.П., Труфанов А.А., Денисова Н.А., Свиридов Е.В., Разуванов Н.Г., Загорский В.Г., Беляев И.А. Экспериментальные исследования полей температуры и скорости на интегральной водяной модели быстрого реактора в различных режимах работы // Атомная энергия. – 2017. – Т. 123. – Вып. 1. – С. 21–27.
4. Рачков В.И., Сорокин А.П., Жуков А.В. Теплогидравлические исследования жидкометаллических теплоносителей в ядерных энергетических установках // Теплофизика высоких температур. – 2017. – Т. 56. – № 1. – С. 121–136.
5. Гухман А.А., Кирпичев М.В. Теория моделей // Известия Ленинградского политехнического института им. М.И. Калинина. – 1927. – Т. 30. – С. 1–50.

2.3 Conceptual Design of External Neutron Driven Advanced Lead-Based Reactor

Liqin Hu, Yunqing Bai, Fang Wang, Minghuang Wang,
Zhumin Zhao, Yican Wu*, FDS Team

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

**E-mail: yican.wu@fds.org.cn*

Keywords: cyclotron, subcritical, traveling wave reactor, lead-cooled reactor.

Nuclear energy is a candidate of clean energy to replace coal. However, there are still some key issues on the massive development of nuclear energy to be solved, such as safe, sustainable and economical. The traveling wave reactor (TWR) is an advanced nuclear energy system. It can efficiently utilize the U-238 loaded in the reactor by the movement of breeding and burning wave in theory, which is an ideal way for the application of fission energy. In order to maintain the breeding and burning wave, the irradiation dose which the fuel assembly received is far exceeding the allowable limit of the current fuel and cladding material. The research showed that the use of external neutron source could achieve the function of the traveling wave reactor in the allowable limit of the material.

In this contribution, the concept of the subcritical traveling wave reactor based on cyclotron driven neutron source has been proposed by Institute of Nuclear Energy Safety Technology of Chinese Academy of Sciences (INEST, CAS). The main purpose of this system is to realize the function of TWR driven by cyclotron neutron source with burnup under 20%. A 1.8 MW proton beam accelerated by a cyclotron bombards the lead target in the core center. With cyclotron power of 600 MeV/3 mA, the power of this system would be 400 MWth loaded with enriched U-10%Zr in the core and it can operate with full power 20 years without refueling. HT-9 stainless was used as fuel cladding material and fuel assembly duct material as its abundant irradiation data and received doses up to 200 dpa. Lead was chosen as coolant due to its good performance on neutronics and thermal-hydraulic. Detail design options will be discussed and R&D needs will be specified.

Эскизный проект перспективного свинцового реактора с внешним источником нейтронов

Лицин Ху, Юцин Бай, Фан Ван, Минхуань Ван, Чжуминь Чжао, Икан Ву*
Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

*Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,
Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская академия наук,
Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай*

**E-mail: yican.wu@fds.org.cn*

Ключевые слова: циклотрон, подкритичный, реактор на бегущей волне, реактор со свинцовым теплоносителем.

Сегодня ядерная энергия рассматривается как возможный источник чистой энергии, способной заменить угольную. Однако ещё предстоит решить некоторые ключевые проблемы, связанные с массовым развитием ядерной энергетике, например, с тем, чтобы она была безопасной, устойчивой и экономичной. Реактор на бегущей волне (TWR) является перспективной ядерной энергетической системой. Теоретически, он способен экономично утилизировать U-238, загруженный в реактор в результате движения волны воспроизводства и горения, что является идеальным путем использования

энергии деления. Для того чтобы поддерживать волну воспроизводства и горения, доза излучения, полученная топливной сборкой, намного превышает допустимый предел сегодняшнего топлива и материалов оболочки. Исследования показали, что использование внешнего источника нейтронов могло бы привести к достижению работы реактора на бегущей волне в допустимом пределе для материалов.

В данной работе сотрудниками Института технологий безопасности ядерной энергетики Китайской академии наук (INEST, CAS) предлагается концепция реактора на подкритической бегущей волне и циклотроне в качестве источника нейтронов. Основное назначение данной системы состоит в реализации функции реактора на бегущей волне, работающего на источнике нейтронов, вырабатываемых циклотроном, с выживанием ниже 20%. Пучок протонов в 1,8 МВт, ускоряемый циклотроном, бомбардирует свинцовую мишень в центре активной зоны. При мощности циклотрона в 600 МэВ/3мА, мощность данной системы будет составлять 400 МВт(т) с загрузкой обогащенного U-10%Zr в активной зоне, и он сможет работать на полной мощности в течение 20 лет без перегрузки. Нержавеющая сталь НТ-9 использовалась как материал для топливной оболочки и чехла топливной сборки в силу огромного числа имеющихся данных по ее облучению и полученных доз облучения до 200 сна. Свинец был выбран в качестве теплоносителя благодаря его хорошим характеристикам с точки зрения нейтронной физики и теплогидравлики. В сообщении будут обсуждаться варианты конструкции и будут уточняться потребности НИОКР.

2.4 Development and Experiment of CLEAR-S Facility for China Lead-Based Reactor

**Tao Zhou, Sheng Gao, Yong Song, Zhumin Zhao, Qunying Huang, Yican Wu*,
FDS Team**

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

*E-mail: yican.wu@fds.org.cn

Keywords: lead-bismuth eutectic, CLEAR-S, thermal-hydraulic.

Lead (alloy) cooled fast reactors (LFR) have been selected as one of the most potential options for generation IV reactors. The use of lead alloy as primary coolant is motivated by several advantages, such as the high boiling temperature, outstanding heat transfer performance, chemical stability, and good neutron economy etc. In China, Institute of Nuclear Energy Safety Technology (INEST), Chinese Academy of Sciences (CAS) is strongly involved on LFR development. Currently, INEST has implemented large capabilities in the field of key components development, thermal-hydraulic, structure materials and coolant technologies etc. Based on the former experience and technologies, China LEAd-based Reactor (CLEAR) was designed as the reference reactor for LFR in China.

The proper understanding of the thermal-hydraulic phenomena and key components behaviors in the reactor pool is an important issue in the design and licensing of this type innovative reactor systems. Model experiments are necessary for qualifying the design, validating analytical tools and understanding the physics. Thus, in support of the CLEAR series LFR, a 2.5 MW mock-up pool type facility named CLEAR-S has been constructed at INEST CAS. The pool thermal-hydraulic features will be experimented to feedback the design and validations. Moreover, the 1:1 prototype components for CLEAR-I, such as primary loop pump, main heat exchanger, decay heat removal system, control rod driven system, in-vessel refueling

system will be tested in CLEAR-S experimental facility. Up to now, the first stage commissions and steady condition tests, including the forced circulation test, pump hydraulic performance test, heat exchanger performance test and turbine power generation test have been conducted. In this paper, the main features of CLEAR-S and its first test results will be elaborated.

Создание и проведение экспериментов на установке CLEAR-S китайского свинцового реактора

Тао Чжоу, Шен Гао, Юн Сун, Чжуминь Чжао, Цюнин Хуан, Икан Ву*

Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

*Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,
Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская Академия наук,
Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай*

**E-mail: yican.wu@fds.org.cn*

Ключевые слова: свинцово-висмутовая эвтектика, CLEAR-S, теплогидравлика.

В качестве одного из наиболее возможных вариантов реакторов поколения IV были выбраны реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (свинцовым сплавом) (LFR). Использование свинцового сплава в качестве теплоносителя первого контура обусловлено рядом преимуществ, таких как высокая температура кипения, превосходные характеристики теплообмена, химическая устойчивость и хороший баланс нейтронов и т.д. Институт технологий ядерной безопасности (INEST) при Китайской академии наук (CAS) активно участвует в разработке LFR. В настоящее время INEST реализовал большие возможности в области разработки ключевых компонентов, технологий в области теплогидравлики, конструкционных материалов, теплоносителя и т. д. На основе предшествующего опыта и технологий, китайский реактор с теплоносителем на основе свинца (CLEAR) был разработан в качестве эталонного реактора для LFR в Китае.

Правильное понимание теплогидравлических процессов и свойств ключевых компонентов в бассейне ядерного реактора является важной проблемой при разработке и лицензировании инновационных реакторных установок этого типа. Модельные эксперименты необходимы для проверки проекта на соответствие техническим условиям, валидации аналитических методик и понимания физических процессов. Таким образом, в поддержку LFR серии CLEAR в INEST CAS был создан макет установочного бассейнового типа мощностью 2,5 МВт, получивший название CLEAR-S. Там будут проводиться эксперименты для изучения теплогидравлических характеристик бассейна для уточнения конструкции и валидации. Кроме того, на экспериментальной установке CLEAR-S будут проводиться испытания прототипов компонентов в масштабе 1:1 для установки CLEAR-I, таких как насос первого контура, главный теплообменник, система отвода остаточных тепловыделений, система приводов стержней СУЗ, внутриреакторная система перегрузки топлива. К настоящему времени проведены пуско-наладочные работы первого этапа, а также испытания в установившемся режиме, в том числе испытание при принудительной циркуляции, испытание гидравлических характеристик насоса, испытание производительности теплообменника и испытание на выработку электроэнергии турбины.

В этой статье будут подробно рассмотрены основные характеристики установки CLEAR-S и первые результаты испытаний.

2.5 Conceptual Design of China Lead-Based Mini-Reactor CLEAR-M

Ming Jin*, Qi Yang, Rongyuan Sa, Yong Song, Yican Wu, FDS Team

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

**E-mail: ming.jin@fds.org.cn*

Keywords: lead-cooled reactor; mini-reactor; CLEAR-M.

Lead-based reactor was selected as one of the Generation-IV Nuclear Energy Systems. It would have multiple applications including production of electricity, hydrogen and process heat, because of its attractive properties as a primary coolant. Moreover, Lead-based reactor is much safer as no chemical reaction between lead-based coolant and water or air and the high boiling point (~ 1670 °C) of lead-based coolant eliminating the risk of core voiding. Small size reactor has a broad space for development in the future due to its safety performance, flexible and adaptable, multi-purpose and other advantages. In this contribution, a fission system with a mini-reactor named CLEAR-M with the power of 10MWe cooled with lead have been proposed by Institute of Nuclear Energy Safety Technology of Chinese Academy of Sciences (INEST, CAS), the main purpose of this system is to provide power as removable power system for wide application such as island, remote districts and industrial park etc.

CLEAR-M with integrated modular design can operate more than 5-10 years without refueling. The enriched uranium (19.75% enriched UO_2) is chosen as fuel and stainless steel is used for fuel cladding material and structural material as it's compatible with lead. CLEAR-M has only one primary pump and the core is off-centered configuration to minimize the vessel size. The bypass of steam generators shell has been designed to enhance the nature circulation. Decay heat also can be released by the convective heat transfer of reactor vessel to the flow air outside the vessel. Detailed design options will be discussed and R&D needs will be specified. CLEAR-M adopts integrated design and modular build. It is attractive with compact system, removability and economical. It can provide enough power for several applications in the future.

Эскизный проект китайского свинцового малогабаритного реактора CLEAR-M

Мин Цзинь*, Ци Ян, Жунъюань Са, Юн Сун, Икан Ву, FDS Team

Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности, Институт технологий безопасности ядерной энергетики, Китайская академия наук, Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

**E-mail: ming.jin@fds.org.cn*

Ключевые слова: свинцовый реактор, малогабаритный реактор, CLEAR-M.

Свинцовый реактор был выбран в качестве одной из ядерных энергетических систем IV поколения. Он может применяться для разных целей, включая производство электроэнергии, водорода и технологического тепла, и является перспективным благодаря свойствам свинца как теплоносителя первого контура. Кроме того, свинцовый реактор характеризуется повышенным уровнем безопасности вследствие отсутствия химической реакции между свинцовым теплоносителем и водой или воздухом, а также высокой температуры кипения свинца (~ 1670 °C), что исключает риск опустошения активной зоны. Малогабаритный реактор очень перспективен для применения благодаря своим высоким характеристикам безопасности, гибкости, универсальности и другим преимуществам. В этой связи Институт технологий безопасности ядерной энергетики (INEST) Китайской Академии наук предложил проект малогабаритного реактора под

названием CLEAR-M мощностью 10 МВтэ со свинцовым охлаждением. Основной целью создания этой системы является энергообеспечение широкого спектра объектов, таких как остров, удаленные районы, промышленный парк и т. п.

Реактор CLEAR-M с интегральной компоновкой и возможностью модульного строительства может работать без перезагрузки топлива 5–10 лет. В качестве топлива был выбран обогащенный уран (UO_2 обогащения 19,75 %), а в качестве оболочки топлива и конструкционного материала – нержавеющая сталь, которая совместима со свинцом. Для минимизации размеров корпуса реактор CLEAR-M оснащен только одним насосом первого контура, а активная зона смещена относительно центра корпуса реактора. Для усиления естественной циркуляции был реализован байпас парогенератора. Остаточное тепловыделение отводится путем теплопередачи от корпуса реактора в окружающий воздух. Варианты конструкции будут обсуждаться, а потребности НИОКР – уточняться. Реактор CLEAR-M имеет интегральную компоновку и предусматривает возможность модульного строительства. Его преимущества – компактность, мобильность и экономичность. Он может использоваться для производства электроэнергии в различных целях.

2.6 Development and Experiment of Lead-Based Zero Power Critical/Subcritical Reactor CLEAR-0

Chao Liu*, Qingsheng Wu, Yongfeng. Wang, Yican Wu, FDS Team

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

*E-mail: chao.liu@fds.org.cn

Keywords: CLEAR-0; Lead-based reactor; zero power; critical/subcritical; HINEG.

A Lead-based Zero Power Critical/Subcritical Reactor CLEAR-0 is constructed, which consists of Lead-based zero power core and High Intensity D-T Fusion Neutron Generator (HINEG-I). HINEG-I serves as neutron source which produces fusion neutrons to drive the CLEAR-0 reactor in subcritical model. It is a significant experimental platform for lead-based reactor, ADS and fusion-fission hybrid system studies.

CLEAR-0 is a multi-functional zero-power reactor for simulating neutronics process in various hybrid systems and fast reactors, which can be operated at both critical and subcritical model. The core of CLEAR-0 is designed to be flexible with sufficient safe considerations, which could loaded with various fuel and coolant materials, such as lead or lead-based alloy which is been chosen as potential coolant for fast reactor or hybrid blankets due to their many unique nuclear, thermal-physical and chemical attributes. The R&D of high intensity neutron source HINEG includes three phases:

(I) HINEG-I has been constructed and successfully produced a D-T fusion neutron yield of up to 6.4×10^{12} n/s. The neutronics test and software validation for 10 MW lead-based reactors can be carried out.

(II) HINEG-II aims at a high neutron yield of $10^{17} \sim 10^{18}$ n/s neutrons via cyclotron spallation neutron source technology, which could be used to conduct materials irradiation for 100 MW lead-based reactors.

(III) HINEG-III is a superconducting linear accelerator spallation neutron source with the yield order of $10^{18} \sim 10^{19}$ n/s. It can be used to drive the 1000 MW lead-based subcritical system.

The recent experiment plan is focused on verification and validation (V&V) of nuclear design and control and measurement technology for and lead-based reactor, ADS and fusion-

fission hybrid system. The data acquired from experiment, such as fission rate, neutron flux, tritium-breeding ratio, sub-criticality and so on, are compared with the results of Monte Carlo calculation to validate the conceptual design, software and data library used in lead-based reactor development. Also, the experiment data will be used to verify the control and measurement methods.

Создание и проведение экспериментов на критическом/подкритическом свинцовом реакторе нулевой мощности CLEAR-0

Чао Лю*, Циншен Ву, Юнфэн. Ван, Икан Ву,

Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,

Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская Академия наук,

Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

* E-mail: chao.liu@fds.org.cn

Ключевые слова: CLEAR-0, реактор со свинцовым теплоносителем, нулевая мощность, критический/подкритический, HINEG.

Построен критический/подкритический реактор нулевой мощности со свинцовым теплоносителем CLEAR-0, состоящий из активной зоны нулевой мощности со свинцовым теплоносителем и высокоинтенсивного нейтронного генератора термоядерного синтеза из смеси дейтерия и трития (D-T) (HINEG-I). HINEG-I служит в качестве нейтронного источника, в котором образуются термоядерные нейтроны для обеспечения работы реактора CLEAR-0 в подкритической модели. Он представляет собой важную экспериментальную платформу для свинцового реактора, ADS (ускорительно-управляемой системы) и исследований гибридной системы деления-синтеза.

CLEAR-0 — многофункциональный реактор нулевой мощности для моделирования нейтронно-физических процессов в различных гибридных системах и быстрых реакторах, которые могут работать как на критической, так и на подкритической модели.

Активная зона реактора CLEAR-0 спроектирована таким образом, чтобы она была легко адаптируема при достаточности удовлетворения критериям безопасности, и которая может загружаться топливом и теплоносителем различных видов, таким как сплав на основе свинца или свинец, который выбирается в качестве потенциального теплоносителя для быстрых реакторов или гибридных бланкетов благодаря их многочисленным уникальным ядерным, теплофизическим и химическим свойствам.

НИОКР в области высокоинтенсивного источника нейтронов HINEG включают в себя три фазы:

(I) HINEG-I построен и на нем успешно получен выход термоядерных нейтронов D-T до $6,4 \times 10^{12}$ н/с. Могут проводиться нейтронно-физические испытания и валидация программного обеспечения для свинцовых реакторов мощностью 10 МВт.

(II) Задача HINEG-II состоит в достижении высокого выхода нейтронов на уровне $10^{17} \sim 10^{18}$ н/с с применением циклотронной технологии производства нейтронов спалляции, которая может использоваться для проведения облучения материалов для свинцовых реакторов мощностью 100 МВт.

(III) HINEG-III представляет собой источник спалляции нейтронов, на основе сверхпроводящего линейного ускорителя с выходом порядка $10^{18} \sim 10^{19}$ н/с. Его можно использовать для работы с подкритической системой со свинцовым теплоносителем мощностью 1000 МВт.

В последней программе экспериментов основное внимание уделяется верификации и валидации (V & V) технологии проектирования оборудования для ядерных уста-

новок и контрольно-измерительной аппаратуры для свинцового реактора, ADS и гибридной системы деления-синтеза. Данные, полученные из экспериментов, такие как скорость деления, нейтронный поток, коэффициент воспроизводства трития, подкритичность и т. д., сопоставляются с результатами расчетов методом Монте-Карло для валидации эскизного проекта, программного обеспечения и библиотеки данных, используемых при разработке свинцовых реакторов. Кроме того, экспериментальные данные будут использоваться для верификации методов контроля и измерения.

2.7 Statue of HLMC Technology in CIAE

B. Long, B. Qin, J. Q. Zhang, X. G. Fu, Y. Y. Qian, Y. Hu

China Institute of Atomic Energy

The liquid lead-bismuth eutectic (LBE) is the main candidate materials for spallation target in future's ADS demonstrator because of its advantage on neutronic properties: heavy elements with a low neutron capture cross-section induce a high neutron production. The LBE is also used as a coolant for ADS subcritical reactor and Gen IV fast reactors because it has good thermal properties, low melting temperature ($\sim 125^\circ\text{C}$) and high boiling point ($\sim 1670^\circ\text{C}$). But, LBE is known to be very corrosive to structural material at elevated temperatures. Oxygen control is a very important issue for the ADS system when LBE is used as the coolant or the target materials. It could affect the corrosion resistance of structural materials and the operation of the facilities. CIAE is one of the first institute engaged in lead-bismuth reactor technology in China, a number of state funded R&D programs have launched in CIAE. A briefly introduction on the progress of liquid metal technology and materials in our institute is given. An oxygen control system of LBE is established using the $\text{Ar}+\text{H}_2+\text{H}_2\text{O}$ mixture gases, and realizes the oxygen content of LBE to be controllable. Corrosion tests of 316SS and FM T91 used for ADS were performed in oxygen-controlled LBE by cooperation with ENEA of Italy, PSI of Switzerland, the corrosion data of materials under different oxygen content was obtained, and corrosion behavior of materials in LBE were discussed.

Статус развития технологии ТЖМТ в Китайском институте атомной энергии

Б. Лун, Б. Цинь, Ц. Чзан, С. Г. Фу, И. И. Цянь, И. Ху

Китайский институт атомной энергии

Свинцово-висмутовый сплав рассматривается как перспективный материал для будущей демонстрационной электроядерной установки (ЭЯУ) благодаря своим нейтронно-физическим свойствам: малое сечение захвата способствует высокой генерации нейтронов. Свинцово-висмутовый теплоноситель также используется на подкритических ЭЯУ и быстрых реакторах IV поколения из-за своих теплофизических свойств, низкой температуры плавления ($\sim 125^\circ\text{C}$) и высокой точки кипения ($\sim 1670^\circ\text{C}$). Однако, как известно, при высоких температурах свинцово-висмутовый сплав оказывает очень высокое коррозионное воздействие на конструкционные материалы. При использовании такого сплава для охлаждения мишени в ЭЯУ очень важной задачей является контроль содержания кислорода, поскольку от этого фактора зависит коррозионная стойкость конструкционных материалов и работа установок. Китайский институт атомной энергии (CIAE) является одним из первых институтов, занимающихся технологией реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем в Китае. В CIAE началось осуществ-

ление ряда финансируемых государством научно-исследовательских программ. В статье приводится краткое описание хода развития технологии жидких металлов и материалов в нашем институте. Создана система контроля содержания кислорода в свинцово-висмутовом сплаве с использованием газовой смеси $\text{Ar} + \text{H}_2 + \text{H}_2\text{O}$. Коррозионные испытания сталей 316SS и FM T91, используемых для ЭЯУ, проводились в свинцово-висмутовом сплаве с контролем содержания кислорода в сотрудничестве с Итальянским национальным агентством новых технологий (ENEA), швейцарским Институтом Пауля Шерпера (PSI); были получены данные по коррозии материалов с различным содержанием кислорода, а также рассмотрены коррозионные свойства материалов в свинцово-висмутовом сплаве.

2.8 Multi-Purpose Nuclear Power Unit with an Electric Capacity of 75 MW

Khorasanov G. L.¹, Samokhin D. S.¹, Zevyakin A. S.¹,
Zemskov E. A.², Blokhin A. I.³

¹ INPE NRNU MEPhI, Obninsk, Russia

² JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk, Russia

³ IBRAE RAS, Moscow, Russia

Keywords: lead coolant, metallic plutonium fuel, hard neutron spectrum in the core center, large share of hard neutrons in the spectrum.

The report presents the concept of a 200 MW thermal reactor designed to generate electricity with a capacity of 75 MW and solve several urgent problems of nuclear energy. A feature of the proposed reactor is a hard neutron spectrum in the core, harder than in fast sodium and molten-salt reactors. This is due to the small inelastic interaction of neutrons with fuel that does not contain light chemical elements and a lead coolant, Pb-nat, whose isotope composition accounts for 52.3% of the share of the slow neutrons moderating Pb-208.

It is shown that in the reactor with dimensions of 0.87×0.85 m (D×H), fuel Pu58wt%+Zr42wt%, and lead coolant (Pb-nat) the average neutron energy at the center of the core is 0.72 MeV, and the share of hard neutrons ($E_n > 0.8$ MeV) in the neutron spectrum is close to 30%.

Interest in the development of reactors with a hard neutron spectrum is due to the possibility of their practical application as special transmutators of minor actinides (MA), as well as research and isotope reactors with new consumer properties.

In the reactor-transmutator it is proposed to use fuel obtained as a result of regeneration of fuel discharged from the fast reactors. In addition to plutonium and fission products, in the SNF of fast reactors, up to 0.4-0.7% of MA [1-3] is contained, which in the hard neutron spectrum is transmuted into fission products with a higher probability than in fast sodium and molten-salt reactors. In particular, the calculated one-group fission cross section of Am-241 increases to 0.54 barn with an increase in the average neutron energy to 0.72 MeV, and the fission probability of Am-241 rises to 39%. This will reduce the content of Am-241 in the SNF of the reactor-transmutator, and thereby facilitate the long-term storage of highly active nuclear waste in special depositories.

As a research reactor, a reactor with a hard neutron spectrum can be claimed due to the presence in its neutron spectrum of a significant share (30%) of hard neutrons, with energies of 0.8-4.0 MeV, at which the strongest radiation damage occurs in nuclear materials.

Finally, in reactors with a hard neutron spectrum, the possibility of obtaining several radioisotopes for medical purposes exists, using the reaction (n, p) and, in some cases, the reac-

tions (n , α), which are more efficient in the hard neutron spectrum than in the neutron spectrum currently operating isotope reactors.

The study was carried out with the financial support of the RFBR and the Government of the Kaluga region in the framework of the scientific project No. 18-48-400004.

References

1. L'vova E.M., Chebeskov A.N. Analyses of the attractiveness of materials as applied to the fuel cycle of large capacity fast reactor of BN type. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2018, no. 1, pp. 35–42.
2. Vasil'ev B.A. Splitting ideas. *Journal of RosEnergoAtom*. 2017, no. 11, pp. 20–21. (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. Auto theses of Dr. tech. sci. diss. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ., 2013, 45 p. (In Russian).

Многоцелевой ядерный энергоблок электрической мощностью 75 МВт

Г. Л. Хорасанов¹, Д. С. Самохин¹, А. С. Зевякин¹,
Е. А. Земсков², А. И. Блохин³

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

² АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

³ ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: свинцовый теплоноситель, металлическое плутониевое топливо, жесткий спектр нейтронов в активной зоне реактора, высокая доля жестких нейтронов в спектре.

В докладе представлена концепция реактора тепловой мощностью 200 МВт, предназначенного для генерации электроэнергии мощностью 75 МВт и решения ряда актуальных задач атомной энергетики. Особенностью предлагаемого реактора является жесткий спектр нейтронов в активной зоне (АЗ), более жесткий, нежели в быстрых натриевых и жидкосолевых реакторах. Это обусловлено малым неупругим взаимодействием нейтронов с топливом, не содержащим легких химических элементов, и свинцовым теплоносителем, Pb-nat, в изотопном составе которого на долю мало замедляющего нейтроны ^{208}Pb приходится 52,3%.

Показано, что в реакторе с размерами АЗ ($D \times H$) $0,87 \times 0,85$ м, топливом 58 вес.% Pu+42 вес.% Zr и свинцовым теплоносителем (Pb-nat) средняя энергия нейтронов в центре АЗ составляет 0,72 МэВ, а доля жестких нейтронов ($E_n > 0,8$ МэВ) в нейтронном спектре близка к 30%.

Интерес к созданию реакторов с жестким нейтронным спектром обусловлен возможностью их практического применения в качестве специальных трансмутаторов минорных актинидов (МА), а также в качестве исследовательских и изотопных реакторов с новыми потребительскими свойствами.

В реакторе-трансмутаторе предлагается использовать топливо, полученное в результате регенерации топлива, выгруженного из энергетических быстрых реакторов. Помимо плутония и продуктов деления, в ОЯТ быстрых реакторов содержится до (0,4–0,7) % МА [1–3], которые в жестком нейтронном спектре трансмутируют в продукты деления с более высокой вероятностью, нежели в быстрых натриевых и жидкосолевых реакторах. В частности, рассчитанное однокрупное сечение деления ^{241}Am возрастает до 0,54 барн при увеличении средней энергии нейтронов до 0,72 МэВ, а вероятность деления ^{241}Am повышается до 39%. Это позволит снизить содержание ^{241}Am в ОЯТ реактора-трансмутатора, и тем самым облегчить условия длительного хранения высоко активных отходов атомной энергетики в специальных депозитариях.

В качестве исследовательского, реактор с жестким спектром нейтронов может быть востребован благодаря содержанию в его нейтронном спектре значительной доли (30%) жестких нейтронов, с энергиями 0,8–4,0 МэВ, при которых происходят наиболее сильные радиационные повреждения в материалах ядерной техники.

Наконец, в реакторах с жестким спектром нейтронов открываются возможности получения ряда радионуклидов для медицинских целей при использовании реакции (n, p), а в некоторых случаях и реакции (n, α), которые более эффективно протекают в жестком нейтронном спектре, нежели в спектре нейтронов ныне действующих изотопных реакторов.

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

Литература

1. Львова Е.М., Чебесков А.Н. Анализ привлекательности материалов применительно к топливному циклу быстрого реактора типа БН большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2018, № 1, с. 35–42.
2. Васильев Б.А. Расщепление идей // РЭА, 2018, № 11, с. 20–21.
3. Лопаткин А.В. Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения: Автореф. дисс. докт. техн. наук. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013, 45 с.

Session 3

3.1 LBE-Cooled Fast Reactor BLESS: Conceptual Core Design

Ziguan Wang*, Linsen Li, Yeoh Eing Yee, Yaodong Chen, Li Yuquan

State Power Investment Corporation Research Institute

Future Science Park, Beijing 102209, P. R. China

*E-mail: wangziguan@snptc.com.cn

Keywords: lead-cooled fast reactor, core design, neutronics design, BLESS-D.

A liquid Lead-bismuth cooled fast reactor named BLESS-D is proposed to meet the public demands of a safer and more environmental-friendly nuclear system. BLESS-D is a pool-type reactor cooled by Lead-bismuth eutectic (LBE). The thermal power is 300 MW while the electric power is set at about 120 MW. UO_2 fuel rod is currently chosen as fuel to take the advantages of mature fuel-fabrication technology. It is expected that the design of BLESS-D can validate and demonstrate crucial technical problem solutions and be expended to an industrial scale (about 1000MWe) or be converted to smaller design to meet different requirements and application. In this paper, a preliminary configuration of the 300 MW Pb-Bi cooled fast reactor BLESS-D has been established. Neutronics analysis was performed by a Monte-Carlo code RMC. Parameters of core design including reactor size, fuel assembly scale, fuel pitch, fuel enrichment, reactivity coefficient, control-assembly arrangement and burn-up performance was calculated and analyzed. The results showed that Fuel Doppler coefficient at BOL is -1.12 (pcm/K), coolant temperature coefficient is -0.43 (pcm/K) and coolant voiding coefficient is -3935 pcm. At BOL, the power peak factor is 1.294, which locates at the outermost fuel region, whereas at EOL, the power peak factor 1.154 at the same position. However, the peak factor is still larger than expected and could be a problem for the thermal-hydraulic design. It is necessary that the fuel assemblies' arrangement and control rod position should be further optimized to get lower peak factor

Реактор на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем BLESS: концепция активной зоны

Цзыгуан Ван*, Линьсэнь Ли, Йео Инь Йи, Яодун Чен, Ли Юцюань

Научно-исследовательский институт Государственной энергетической инвестиционной корпорации, Научный парк, Пекин, 102209, Китайская народная республика

*E-mail: wangziguan@snptc.com.cn

Ключевые слова: свинцовый быстрый реактор, конструкция активной зоны, нейтронно-физический проект, BLESS-D.

Реактор на быстрых нейтронах с жидким свинцово-висмутовым теплоносителем BLESS-D предлагается в качестве системы, отвечающей повышенным требованиям в области безопасности и экологичности. BLESS-D — это реактор бассейнового типа, охлаждаемый эвтектическим свинцово-висмутовым сплавом. Тепловая мощность составляет 300 МВт, электрическая — примерно 120 МВт. В качестве топлива в настоящий момент выбран UO_2 , позволяющий использовать преимущества проверенной технологии производства. Ожидается, что конструкция BLESS-D позволит обосновать и продемонстрировать решения ключевых технических проблем и сможет быть масштабирована до промышленного масштаба (около 1000 МВтэ) или преобразована в более компактную систему для различного применения. В этом докладе описана предвари-

тельная конструкция быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем мощностью 300 МВт. Нейтронные расчеты были выполнены по методу Монте-Карло при помощи кода RMC. Были рассчитаны и проанализированы параметры активной зоны, в том числе размер реактора и ТВС, относительный шаг твэлов, обогащение топлива, коэффициент реактивности, устройство сборки регулирующих стержней и выгорание топлива. Результаты показали, что доплеровский коэффициент реактивности топлива в начале кампании составляет $-1,12$ (pcm/K), температурный коэффициент реактивности составляет $-0,43$ (pcm/K), а паровой коэффициент реактивности -3935 pcm. В начале кампании амплитудный коэффициент составляет 1,294 в самой удаленной области активной зоны. В конце кампании в этой же точке коэффициент равен 1,154. Стоит отметить, что амплитудный коэффициент превысил прогнозируемое значение, что может привести к проблемам в области теплогидравлики. Для снижения амплитудного коэффициента необходимо оптимизировать расположение ТВС и регулирующего стержня.

3.2 Neutronics, Thermal-Hydraulics and Radiation Shielding Analysis of a 300 MWth LBE-Cooled Fast Reactor Conceptual Design

Li Linsen, Yeoh Eing Yee, Wang Ziguan, Sun Canhui, Chen Yaodong, Li Yuquan

State Power Investment Corporation Research Institute

Future Science Park, Beijing 102209, P. R. China

E-mail: lilinsen@snptc.com.cn

Keywords: LBE-cooled reactor, Neutronics, Thermal-Hydraulics, Radiation Shielding, BLESS-D.

Lead-cooled Fast Reactor (LFR), as one of the six nuclear reactor technologies selected by the Generation IV International Forum (GIF), has become one of the most promising concepts and drawn attentions from the industry in China. A LBE (Lead-Bismuth Eutectic)-cooled Fast Reactor — BLESS (Breeding Lead-based Economical and Safe System) has been proposed and developed by China State Power Investment Corporation Research Institute (SPICRI) and designed to meet the public demands of a safer, more economical and more environmental-friendly nuclear system. In the roadmap among several proposed BLESS reactor, BLESS-D (BLESS-Demonstration) is a pool-type reactor cooled by LBE, which is devoted to demonstrate the technology of China LBE-cooled fast reactor. The thermal power of BLESS-D is 300 MW while the electric power is set at about 120 MW.

The core design of the BLESS-D was studied and proposed according to the neutronics, thermal-hydraulics and radiation shielding Analysis. A preliminary core configuration and neutronic design of the 300 MWth BLESS-D was established firstly. Neutronics analysis was performed by a Monte-Carlo code RMC. Parameters of core design including reactor size, fuel assembly scale, fuel pitch, fuel enrichment, reactivity coefficient, control-assembly arrangement and burn-up performance was calculated and analyzed.

The thermal-hydraulic behavior analysis is necessary for the safety and economy of the design. In this study, the analysis of thermal-hydraulic behavior for BLESS-D was completed. Property and some models in the sub-channel code are discussed and adapted for LBE-cooled fast reactor. Sub-channel analysis results are obtained. The analysis method could be used in the preliminary evaluation and analysis for LBE-cooled reactor.

The reactor life is restricted by the radiation damage of structural materials. This study also aims to evaluate the radiation damage of the structural materials through the computation of displacement-per-atom (DPA) rates for the main components of BLESS-D reactor. The

main components considered in this study include the fuel cladding, the inner vessel, the pump, the Steam Generators (SGs) and the reactor tank. The DPA rates for main components are calculated and presented using the Monte Carlo transport method.

According to the preliminary neutronics, Thermal-Hydraulics and radiation shielding analysis, a 300 MWth LBE-cooled fast reactor core conceptual design has been developed and proposed, further design optimization and more analysis will be executed in the future research.

Анализ нейтронно-физических свойств, теплогидравлических параметров и радиационной защиты эскизного проекта быстрого реактора со свинцово-висмутовым охлаждением мощностью 300 МВт(т)

**Ли Линьсэнь, Йео Инь Йи, Ван Цыгуан, Сунь Цаньхуэй,
Чен Яодун, Ли Юцюань**

*Научно-исследовательский институт Государственной энергетической инвестиционной корпорации, Научный парк, Пекин, 102209, Китайская народная республика
E-mail: lilinsen@snptc.com.cn*

Ключевые слова: реактор со свинцово-висмутовым охлаждением, нейтронно-физические характеристики, теплогидравлические параметры, радиационная защита, BLESS-D.

Быстрый реактор со свинцовым охлаждением, являющийся одной из 6 реакторных технологий, выбранных на Международном форуме по реакторам IV поколения (GIF), стал одной из самых перспективных концепций и привлекает большое внимание со стороны индустриального сектора в Китае. Научно-исследовательский институт Государственной энергетической инвестиционной корпорации предложил и разработал проект быстрого реактора BLESS со свинцово-висмутовым охлаждением, который отвечает всем общественным потребностям в более безопасной, экономичной и экологичной ядерной системе. Среди нескольких проектов был предложен реактор BLESS-D, который является реактором бассейнового типа со свинцово-висмутовым охлаждением и предназначен для демонстрации китайской технологии свинцово-висмутовых реакторов. Тепловая мощность BLESS-D составляет 300 МВт, электрическая — примерно 120 МВт.

Конструкция активной зоны BLESS-D была разработана с учетом анализа нейтронно-физических свойств, теплогидравлических параметров и радиационной защиты. В первую очередь была разработана предварительная конфигурация и нейтронно-физические характеристики активной зоны. Нейтронные расчеты были выполнены по методу Монте-Карло при помощи кода RMC. Были рассчитаны и проанализированы параметры активной зоны, в том числе размер реактора и ТВС, относительный шаг твэлов, обогащение топлива, коэффициент реактивности, устройство сборки регулирующих стержней и выгорание топлива.

В этом исследовании был выполнен анализ теплогидравлических параметров, который необходим для обеспечения безопасности и экономичности проекта. Были рассмотрены и адаптированы для быстрых реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем свойства и некоторые модели в поканальном коде. Получены результаты поканального анализа. Используемый метод анализа может быть применен при предварительной оценке и анализе быстрого реактора со свинцово-висмутовым охлаждением.

Срок эксплуатации реактора определяется степенью радиационных повреждений конструкционных материалов. В этом исследовании была проведена оценка таких по-

вреждений путем расчета количества смещений на атом в конструкционных материалах основных компонентов реактора BLESS-D. В качестве основных компонентов рассматривались следующие: оболочка твэлов, внутренняя оболочка корпуса реактора, насос, парогенераторы и бак реактора. В рамках исследования были проведены расчеты интенсивности повреждений при помощи транспортного метода Монте-Карло и представлены их результаты.

В соответствии с предварительным анализом нейтронно-физических свойств, теплогидравлических параметров и радиационной защиты был разработан и предложен эскизный проект активной зоны быстрого реактора со свинцово-висмутовым охлаждением мощностью 300 МВт(т). Дальнейшая разработка и анализ будут выполнены в рамках будущих исследований.

3.3 Numerical Modelling of Lead-Cooled Fast Reactor Using the MCB Code

M. Oettingen, P. Stanis

*AGH University of Science and Technology, Faculty of Energy and Fuels,
Department of Nuclear Energy, Krakow, Poland
E-mail: moettin@agh.edu.pl*

Keywords: transmutation dynamics, equilibrium fuel cycle, LFR, burnup chains trajectory folding.

The closed nuclear fuel cycle belongs to the most promising options for an efficient usage of the nuclear energy resources with full recycling of long-lived transuranic elements. However, it can be implemented only in fast breeder reactors of Generation IV. The paper shows our methodology applied to the analysis of lead-cooled fast reactor equilibrium fuel cycle using the Continuous Energy Monte Carlo Burnup code – MCB. The implementation of novel modules for nuclear transmutation trajectories folding, allows us to trace the life cycle of crucial minor actinides from the beginning of reactor life towards the state of adiabatic equilibrium. The changes in mass contribution to gateway isotopes ^{242}Pu , ^{243}Am and ^{244}Cm during 124.2 years have been considered in the study. The numerical demonstration has been performed for the reactor core designed within the European Lead-cooled SYstem (ELSY) project and redefined in the follow-up Lead-cooled European Advanced DEMonstration Reactor (LEADER) project.

Численное моделирование быстрого реактора со свинцовым теплоносителем с использованием кода MCB

М. Эттинген, П. Станиш

*AGH Университет науки и технологии, Факультет топлива и энергетики, Отдел ядерной энергии, Краков, Польша
E-mail: moettin@agh.edu.pl*

Ключевые слова: динамика трансмутации, равновесный топливный цикл, LFR, свертка траекторий цепочек трансмутаций выгорания.

Замкнутый ядерный топливный цикл относится к наиболее перспективным вариантам эффективного использования ядерных энергетических ресурсов при полном рециклировании долгоживущих трансурановых элементов. Однако он может быть реализован только в быстрых реакторах-размножителях поколения IV. В статье представлена разработанная нами методика, применяемая для анализа равновесного топливного цикла быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем с использованием кода

Continuous Energy Monte Carlo Burnup – MCB (расчетный код Монте-Карло с непрерывной энергетической зависимостью сечений с учетом выгорания). Реализация новых модулей для свертки траекторий трансмутаций позволяет отслеживать жизненный цикл важнейших младших актинидов от начала топливной кампании ядерного реактора до состояния адиабатического равновесия. В данной работе рассмотрены изменения в массовом вкладе в переходные изотопы ^{242}Pu , ^{243}Am и ^{244}Cm в течение 124,2 лет. Проведена численная демонстрация для активной зоны реактора, спроектированного в рамках проекта Европейской системы со свинцовым теплоносителем (ELSY), и выведенной на новый качественный уровень в последующем за ним проекте Европейского усовершенствованного демонстрационного реактора со свинцовым теплоносителем (LEADER).

3.4 Using the KORSAR Computer Code for Modeling Thermal-Hydraulic Processes in Liquid Metal Coolants

Benediktov D. V., Vakarin A. V., Volkova S. N., Danilov I. G., Migrov Yu. A.

FSUE "NITI" (R&D Technological Institute) named after A.P. Alexandrov, Sosnovy Bor

Keywords: KORSAR, computer code, numerical simulation, liquid metal coolant, coolant properties, verification calculations, integral test facilities, adequacy of simulation models.

Growing attention is given worldwide to use of liquid metal coolants in nuclear power industry. In this context, there is a need to expand the capabilities of the KORSAR code originally designed for water cooled reactor analyses to liquid metal cooled nuclear reactors.

The technological philosophy of the KORSAR/LMC code allows for numerically simulating the behavior of nuclear reactors with both liquid metal (lead-bismuth eutectic) and water coolants independent of equipment configurations. The KORSAR/LMC code can also model a variety of thermal-hydraulic systems and facilities with liquid metal and water coolants. The KORSAR/LMC functionality in water-coolant analyses is the same as that of the KORSAR/V1.1 [1].

The KORSAR/LMC application to LMC loop calculations is based on the following assumptions:

- coolant is a single-phase liquid;
- non-condensing gas can occur only in pressurizer, it is not soluble in the coolant and not carried over with the coolant;
- interaction with water coolant is not modeled;
- metal freezing is not modeled;
- loops with different coolants interact through a heat-conducting structure;
- to ensure stability, compressibility is limited from below by $\sim 10^{-9}$.

Simulation conditions (coolant properties):

- temperature range from the melting temperature, $T_m=395.1\text{ K}$, to the boiling temperature, $T_s=1944\text{ K}$;
- pressures from 0 to 10 MPa;
- pressure dependence of thermal-hydraulic properties is not accounted for.

The lead-bismuth eutectic properties were calculated with correlations taken from [2] and [3].

To evaluate the LMC properties and estimate the adequacy of simulation models implemented in the KORSAR/LMC code, verification calculations of published experiments in HELIOS (South Korea) [4] and NACIE (Italy) [5, 6] test facilities were performed.

References

1. KORSAR/V1.1. *Thermal-Hydraulic Computer Code*. User Manual. NITI. Reg. No. 905/o. 2001. (in Russian)
2. Morita K. et al. Thermodynamic properties of lead-bismuth eutectic for use in reactor safety analysis. ICONE13-50813. *Proc. of 13th Int. Conf. on Nuclear Engineering*, Benjing, China, May 16-20, 2005.
3. Sobolev V. Database of thermophysical properties of liquid metal coolants for GEN-IV. *Scientific Report SCK-CEN-BLG-1069*, 2010.
4. Jaeger W., Sánchez Espinoza V.H. Uncertainty and Sensitivity Analysis for the HELIOS Loop within the LACANES Benchmark. *Journal of Energy and Power Engineering*, 2011, vol. 5, pp. 515524.
5. Moretti F., Lanfredini M., Mengali L., D'Auria F. Report sull'Accoppiamento di Codici CFD e Codici di Sistema. UNIP-GRNSPG (CIRTEN). ADPFISS-LP2-075. Pisa. 2014.
6. Cocoluto G., Gaggini P., Labanti V., Tarantino M., Ambrosini W., Forgone N., Napoli A., Oriolo F. Heavy Liquid Metal Natural Circulation in a One-Dimensional Loop. *Proc. of 2009 International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17, 2009)*. American Society of Mechanical Engineers (ASME), Brussels, Belgium, 2009, (CD-ROM).

Применение РК КОРСАР для моделирования теплогидравлических процессов с жидкометаллическим теплоносителем

Д. В. Бенедиктов, А. В. Вакарин, С. Н. Волкова, И. Г. Данилов, Ю. А. Мигров
ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: КОРСАР, расчетный код, численное моделирование, жидкометаллический теплоноситель, свойства теплоносителя, верификационные расчеты, интегральные стенды, адекватность расчетных моделей.

В настоящее время в различных странах все большее внимание в атомной энергетике начинает уделяться жидкометаллическим теплоносителям. Поэтому применительно к РК КОРСАР, используемого для обоснования безопасности реакторных установок с водяным теплоносителем, возникает необходимость в расширении возможностей кода для расчетов ЯЭУ с жидкометаллическим теплоносителем.

Технологические принципы, реализованные при создании РК КОРСАР/ЖМТ, позволяют с его помощью осуществлять численное моделирование динамики РУ, включающей в себя как контура с жидкометаллическим теплоносителем (эвтектика свинец-висмут), так и с водяным теплоносителем при произвольном составе и компоновке оборудования, а также разнообразных теплогидравлических систем и установок с ЖМТ и водяным теплоносителем. Функционально область применения кода КОРСАР/ЖМТ при использовании водяного теплоносителя по сравнению с РК КОРСАР/V1.1 [1] не изменилась.

Применение РК КОРСАР/ЖМТ для расчета контуров с ЖМТ основано на следующих принципах:

- теплоноситель — однофазная жидкость;
- неконденсирующийся газ возможен только в компенсаторе объема, в теплоносителе не растворяется и теплоносителем не переносится;
- модель взаимодействия с водяным теплоносителем отсутствует;
- модель замерзания металла отсутствует;
- взаимодействие контуров с разными теплоносителями осуществляется через теплопроводящую конструкцию;
- сжимаемость ограничена снизу величиной $\sim 10^{-9}$ для обеспечения устойчивости.

Область применения по свойствам теплоносителя:

- диапазон температур от температуры плавления $T_m=395,1$ К до температуры кипения $T_s=1944$ К;
- по давлению от 0 до 10 МПа;
- зависимость теплофизических свойств от давления не учитывается.

Для расчета свойств свинцово-висмутовой эвтектики использовались корреляции из работ Мориты с соавторами [2] и Соболева [3].

Для проверки используемых свойств ЖМТ и адекватности расчетных моделей, реализованных в РК КОРСАР/ЖМТ, были выполнены верификационные расчеты режимов, проведенных на интегральных стендах HELIOS (Южная Корея) [4] и NACIE (Италия) [5, 6], данные по которым представлены в открытой печати.

Литература

1. КОРСАР/B1.1. Теплогидравлический расчетный код. Руководство пользователя. НИТИ. Инв. № 905/о. 2001.
2. Morita K. et al. Thermodynamic properties of lead-bismuth eutectic for use in reactor safety analysis. ICONE13-50813. 13-th Int. Conf. on Nuclear Engineering, Benjing, China, May 16-20, 2005.
3. Sobolev V. Database of thermophysical properties of liquid metal coolants for GEN-IV. Scientific Report SCK-CEN-BLG-1069, 2010.
4. Jaeger W., Sánchez Espinoza V.H. Uncertainty and Sensitivity Analysis for the HELIOS Loop within the LACANES Benchmark // Journal of Energy and Power Engineering. 2011. Vol. 5. P. 515–524.
5. Moretti F., Lanfredini M., Mengali L., D'Auria F. Report sull'Accoppiamento di Codici CFD e Codici di Sistema. UNIPI-GRNSPG (CIRTEN). ADPFISS-LP2-075. Pisa, 2014.
6. Coccoluto G., Gaggini P., Labanti V., Tarantino M., Ambrosini W., Forgone N., Napoli A., Oriolo F. Heavy Liquid Metal Natural Circulation in a One-Dimensional Loop // Proc. of 2009 International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17, 2009) [Электронный ресурс] / American Society of Mechanical Engineers (ASME). – Brussels, Belgium, 2009. (CD-ROM).

3.5 Development and Experiment of PbLi Facilities for Fusion Nuclear Technology

Qunying Huang, Zhiqiang Zhu*, Danna Zhou, Wangli Huang, Zunqi Xiao, FDS Team
 Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China
 *E-mail: zhiqiang.zhu@fds.org.cn

Keywords: LiPb, DRAGON.

The liquid lead-lithium (PbLi) blanket concept has become a promising design for DEMO and fusion reactor. To promote the fusion energy successfully application, activities on the PbLi blanket technologies are being performed, such as structure material corrosion, thermal hydraulic and magnetohydrodynamic (MHD) effect, coolant impurities technology and LOCA/LOFA, etc.. Therefore, it is so important to develop experimental facility to study these key issues out of pile before engineering design of fusion reactor.

DRAGON PbLi experimental loops have been developed and built in China including the thermal convection PbLi loops DRAGON-I (500 °C), DRAGON-II (700 °C), and the Multi-functional Liquid PbLi Experimental Loop DRAGON-IV (800 °C, 2 T). To study the integrated experiments under the multi-physical field conditions for DEMO blanket, the Dual Coolant Thermal Hydraulic Integrated Experimental Loop DRAGON-V has been constructed in 2017. It is composed of lead-lithium loop and helium loop. The maximum flow rate of PbLi can reach 40kg/s, and the magnetic field is designed up to 5T. The maximum helium pressure

is 10.5 MPa. It is a unique test platform for the R&D of thermal hydraulic, material corrosion, purification technology and safety issues of liquid PbLi blanket to provide the necessary data-base for ITER-TBM and DEMO-TBM.

Up to now, much more experiments have been conducted to investigate the key issues of PbLi technologies, such as corrosion behaviors of structural materials especially in magnetic field, the PbLi alloy fabrication with quite low impurity, purification technology of liquid PbLi coolant, MHD pressure drop test, and safety interaction for typical different coolants, and so forth. The obtained findings can greatly support the development of the key techniques in-pile and the engineering design for ITER-TBM and DEMO, which are also contribute to develop the advanced reactors and international cooperation application.

Создание и проведение экспериментов на установках со свинцово-литиевым теплоносителем в целях развития термоядерных технологий

Цюньин Хуан, Чжицян Чжу*, Данна Чжоу, Ванли Хуан, Цзуньци Сяо

Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,

Институт технологий безопасности ядерной энергетики, Китайская Академия наук,

Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

* E-mail: zhiqiang.zhu@fds.org.cn

Ключевые слова: LiPb, DRAGON.

Концепция blankets с жидкометаллическим свинцово-литиевым теплоносителем (PbLi) представляет собой перспективную конструкцию для реактора DEMO и реактора термоядерного синтеза. В целях содействия успешному применению энергии термоядерного синтеза ведутся работы в области технологий свинцово-литиевого blankets, таких как коррозия конструкционных материалов, теплогидравлические и магнитогидродинамические свойства (MHD), технология очистки теплоносителя от примесей и LOCA / LOFA (авария ядерного реактора с потерей теплоносителя / авария с потерей расхода теплоносителя) и т. д. Поэтому так важно создать экспериментальную установку для изучения этих ключевых вопросов вне реактора до разработки технического проекта термоядерного реактора.

Экспериментальные контуры с PbLi стенда DRAGON были разработаны и построены в Китае, в том числе контуры для исследования тепловой конвекции PbLi — DRAGON-I (500 °C), DRAGON-II (700 °C) и многофункциональный экспериментальный контур для изучения жидкого сплава PbLi DRAGON-IV (800 °C, 2 Тл). Для проведения интегральных экспериментов в условиях мультифизического поля для blankets DEMO, в 2017 году был создан Двойной комплексный экспериментальный контур для исследования теплогидравлики теплоносителя DRAGON-V. Он состоит из свинцово-литиевой петли и гелиевой петли. Максимальный расход PbLi может достигать 40 кг/с, а магнитное поле рассчитано на 5 Тл. Максимальное давление гелия составляет 10,5 МПа. Это уникальная испытательная платформа для исследований и разработок в области теплогидравлики, коррозии материалов, технологий очистки и безопасности blankets с жидкометаллическим свинцово-литиевым теплоносителем (PbLi) для обеспечения необходимой базы данных для ITER-TBM и DEMO-TBM (ITER – международный экспериментальный термоядерный реактор; TBM – экспериментальные модули blankets; DEMO – демонстрационный термоядерный реактор).

До настоящего времени ещё большее число экспериментов проведено с целью изучения ключевых вопросов, связанных с технологиями PbLi, такими как коррозион-

ные свойства конструкционных материалов, особенно в магнитном поле, изготовление сплавов PbLi с достаточно низким содержанием примесей, технологии очистки жидко-металлического свинцово-литиевого теплоносителя, MHD испытания на перепад давления и изучение взаимосвязи с вопросами безопасности для различных типичных теплоносителей и т. д. Полученные результаты могут в значительной степени способствовать разработке ключевых технологий, связанных с внутриреакторным оборудованием и процессами, а также инженерным проектированием для ITER-TBM и DEMO, которые также способствуют разработке усовершенствованных реакторов и осуществлению международного сотрудничества.

3.6 Preliminary Design for Long-life Small Modular LFR

Nguyen T.D.C., Choe J., Kim W., Lee D.

Department of Nuclear Engineering, Ulsan National Institute of Science and Technology, 50 UNIST-gil, Ulsan, 44919, Republic of Korea
 tungnguyen@unist.ac.kr, chi91023@unist.ac.kr, deokjung@unist.ac.kr

Keywords: small modular reactor, fast reactor, lead-bismuth eutectic, uranium nitride, core design, long-cycle, transport properties, ice breaker, burner, reactivity coefficients.

Recently, lead-cooled fast reactor (LFR) is one of the six advanced nuclear energy systems that is selected for further development in Generation IV International Forum (GIF). The major interest in this reactor system originates from the fact that characteristics of lead-bismuth eutectic (LBE), such as a low melting point, a very high boiling temperature and chemical inertness, can provide an abundant degree of flexibility in design and enable to enhance the inherent safety features of LFR.

Other arguments presented in GIF-IV suggest the general features of long-life core and small reactor size, significantly yielding to the concept of long-life, safe, simple, small and portable reactors. In recent past, a once-for-life fast breeder core Encapsulated Nuclear Heat Source (ENHS) has been design by University of California at Berkeley with 125 MW(thermal) power, lead or lead-bismuth coolant and nearly zero burnup reactivity swing throughout 20-year of full-power operation. Another lead-bismuth fast reactor is SVBR-100 developed by AKME Engineering, Russian Federation, which can achieve 7-8 years of fuel cycle.

Based on the foregoing, a preliminary design for of long-life small modular lead-bismuth eutectic fast reactor (SMLFR) has been performed in this work. The primary design constraint in this study is that the core should be transportable in a spent nuclear fuel (SNF) cask so as to be able to meet the electricity demand in remote areas and off-grid locations or to use as a single or cluster power plants for icebreakers or submarines. Another advanced feature of this suggested SMLFR is all the core components are included inside a small reactor vessel, which can be immediately transferred into a SNF cask after its full operation time. The thermal power of the SMLFR is 37.5 MW with an assumption of 40% thermal efficiency by using an advanced energy conversion system based on supercritical carbon dioxide (S-CO₂) as working fluid. It is also designed to achieve 30 years of lifetime without refueling.

For such a long-life, small and portable reactor, the key requirement is an excellent neutron economy. Recent study has been reported that the LBE cooled fast reactor demonstrates a better performance in neutron economy, burn-up reactivity swing and void coefficient rather than sodium fast reactor (SFR). In addition, uranium nitride (UN) with a high thermal conductivity is chosen as one of the primary fuel candidates for LFR due to a better compatibility with the LBE coolant and providing an immense improvement in neutron economy in compared to uranium oxide fuel. The core inlet and outlet temperatures are 300 °C and 400 °C, respectively.

The primary coolant circulation is driven by an electromagnetic pump. The 15-15Ti stabilized steel is selected as cladding material due to its excellent swelling resistance and stability up to 550 °C or even 570 °C in LBE. In another word, this temperature is clearly above the operating temperature of this suggested core. In summary, a SMLFR was conceptually designed by adopting UN as fuel material, LBE as coolant material and 15-15Ti as cladding material.

The design and analysis of this core are performed with the fast reactor analysis code suite MC²-3/TWODANT/REBUS-3 developed by Argonne National Laboratory (ANL) with ENDF/B-VII.0 cross-section library. It is confirmed through depletion calculations that the designed reactor can be operated for 30 years without refueling. Furthermore, core performance characteristics were analyzed for isotopic inventory, criticality, radial and axial power profiles. The SMLFR core is also evaluated in view of various significant safety parameters including control rod worth, fuel temperature coefficient and coolant density coefficient.

Эскизный проект малого модульного быстрого реактора со свинцовым теплоносителем, рассчитанного на длительный срок эксплуатации

Т. Д. К. Нгуэн, Ч. Чхве, В. Ким, Д. Ли

*Отдел атомной энергетики, Ульсанский национальный институт науки и техники, 50 UNIST-gil, Ульсан, 44919, Республика Корея
tungnguyen@unist.ac.kr, chi91023@unist.ac.kr, deokjung@unist.ac.kr*

Ключевые слова: малый модульный, быстрый реактор, свинцово-висмутовый сплав, нитрид урана, конструкция активной зоны, длительный цикл, транспортные свойства, ледокол, реактор-сжигатель, коэффициенты реактивности.

В последнее время реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (LFR) является одной из шести перспективных ядерных энергетических систем, выбранных для дальнейшего развития в рамках Международного форума «Поколение IV» (GIF). Основным интерес к этой реакторной системе обусловлен тем, что характеристики эвтектики свинец-висмут (LBE), такие как низкая температура плавления, очень высокая температура кипения и химическая инертность, могут предоставить широкие возможности выбора вариантов при проектировании и обеспечить совершенствование внутренне присущих характеристик безопасности LFR.

Другие аргументы, представленные на GIF-IV, относятся к общим характеристикам активной зоны с большим ресурсом и небольшому размеру реактора, что в значительной мере соответствует концепции долговечных, безопасных, простых, малоразмерных и передвижных реакторов. В недавнем прошлом в Калифорнии в Беркли был создан Герметичный ядерный источник тепла с активной зоной реактора-размножителя (ENHS) с одной загрузкой на весь жизненный цикл, с тепловой мощностью 125 МВт, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем и почти нулевым изменением реактивности при выгорании за 20-летний период работы на полной мощности. Другой быстрый реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем — это СВБР-100, разработанный в АО «АКМЭ-инжиниринг», Российская Федерация, топливный цикл которого может достичь 7-8 лет.

На основании вышеизложенного, в настоящей работе выполнен эскизный проект малого модульного реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем (SMLFR), рассчитанного на длительный срок эксплуатации. Основное конструктивное ограничение в настоящем исследовании заключается в том, что активная зона должна транспортироваться в контейнере для отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), чтобы иметь возможность удовлетворить потребности в электроэнергии на отдаленных территориях и в не-

электрифицированных районах, либо использоваться в качестве единственной или кластерной энергоустановки для ледоколов или подводных лодок. Еще одна перспективная особенность данного предлагаемого реактора SMLFR заключается в том, что все основные компоненты активной зоны заключены внутри корпуса небольшого реактора, который может быть незамедлительно перемещен в контейнер ОЯТ по завершению полного срока эксплуатации. Тепловая мощность SMLFR составляет 37,5 МВт, если допустить, что 40% теплового к.п.д. производится при использовании усовершенствованной системы преобразования энергии на основе диоксида углерода в сверхкритическом состоянии (S-CO₂) в качестве рабочей среды. Он также рассчитан на 30-летний срок службы без перегрузки топлива.

Для такого малоразмерного передвижного реактора длительного срока эксплуатации ключевым требованием является превосходный баланс нейтронов. Сообщается, что недавнее исследование показало, что быстрый реактор с теплоносителем на основе LBE демонстрирует лучшие характеристики баланса нейтронов, изменения реактивности при выгорании и парового коэффициента реактивности по сравнению с быстрым реактором с натриевым теплоносителем (SFR). Кроме того, нитрид урана (UN), обладающий высокой теплопроводностью, выбран в качестве одного из основных вариантов топлива для LFR из-за лучшей совместимости с теплоносителем на основе LBE и обеспечения существенного улучшения характеристик баланса нейтронов по сравнению с урановым оксидным топливом. Температуры на входе и выходе из активной зоны составляют 300 и 400 °C, соответственно. Циркуляция теплоносителя первого контура производится при помощи электромагнитного насоса. Стабилизированная сталь 15-15Ti выбрана в качестве материала оболочки твэлов из-за ее превосходной стойкости к растрескиванию и устойчивости до 550 °C или даже 570 °C в LBE. Другими словами, эта температура явно выше рабочей температуры этой предлагаемой активной зоны. Таким образом, эскизный проект SMLFR основан на том, что UN принимается в качестве ядерного топлива, LBE в качестве материала теплоносителя и сталь 15-15Ti в качестве материала оболочки твэла.

Проектирование и анализ этой активной зоны выполняются с помощью пакета программ для расчета быстрых реакторов MC²-3/TWODANT/REBUS-3, разработанного в Аргоннской национальной лаборатории (ANL) с использованием библиотеки ядерных данных ENDF/B-VII.0. Расчеты обоснования подтверждают, что спроектированный реактор может эксплуатироваться в течение 30 лет без перегрузки топлива. Кроме того, характеристики производительности активной зоны были проанализированы для содержания изотопов, критичности, радиальных и аксиальных профилей энерговыделения. Активная зона реактора SMLFR также оценивается с учетом различных существенных параметров безопасности, включая эффективность стержней регулирования, температурный коэффициент топлива и коэффициент плотности теплоносителя.

3.7 Possibilities of Small Modular Reactors Loaded with Liquid Metallic Fuel

Youpeng Zhang, Kaiyi Ji, Xuenong Chen, Jiaqi Liang

*Institute of Modern Physics, Fudan University
No. 220, Handan Road, Shanghai, China*

Keywords: liquid metallic fuel, small modular reactor, superMC, criticality calculation.

Liquid metal fuel loaded small modular reactor is a kind of fast neutron reactor using liquid metal as both coolant and fuel. At present, there are some researches about small modular reactors but not much about the ones using liquid metal fuel. Compared to pervasively used oxide uranium fuel, liquid metal fuel has a much higher thermal conductivity, lower neutron moderation and absorption.

In this paper, firstly, we investigated plenty of nuclear materials and narrowed down to several possible materials suitable for fuel, cladding and coolant used in liquid metal fuel loaded small modular reactors. Secondly, we applied SuperMC code to analyze both prismatic and pebble-bed type designs by performing criticality calculation.

The results indicate that liquid metal fuel loaded prismatic reactor can reach criticality when the enrichment of Pu-239 is higher than 20%; liquid metal fuel loaded pebble bed reactor can reach its criticality with higher than 10% Pu-239 content, which confirms the basic requirement of small modular reactors using liquid metal as fuel.

Возможности малых модульных реакторов на жидкометаллическом топливе

Юпэн Чзен, Кайи Цзи, Сюэнун Чень, Цзяци Лян

*Институт современной физики, Университет Фудань
No. 220, Ханьдань Роуд, Шанхай, Китай*

Ключевые слова: жидкометаллическое топливо, малый модульный реактор, superMC, расчет критичности.

Малый модульный реактор на жидкометаллическом топливе представляет собой тип реактора на быстрых нейтронах с использованием жидкого металла в качестве как теплоносителя, так и топлива. В настоящее время проводится ряд исследований в области малых модульных реакторов, но немногие из них касаются реакторов, использующих жидкометаллическое топливо. По сравнению с широко используемым урановым оксидным топливом, жидкометаллическое топливо имеет гораздо более высокую теплопроводность, более низкие параметры замедления и поглощения нейтронов.

В настоящей работе, во-первых, нами проведено исследование большого количества ядерных материалов, из которых выбрано несколько потенциальных материалов, пригодных для топлива, оболочки твэла и теплоносителя, используемых в малых модульных реакторах на жидкометаллическом топливе. Во-вторых, мы использовали код SuperMC для анализа как призматической конструкции, так и конструкции реактора с засыпкой из шаровых твэлов, посредством расчета критичности.

Результаты показывают, что призматический реактор на жидкометаллическом топливе может достигать критичности, когда обогащение Pu-239 выше 20 %; реактор с засыпкой из шаровых твэлов на жидкометаллическом топливе способен достичь критичности при содержании Pu-239 более 10 %, что подтверждает основные критерии малых модульных реакторов, в которых в качестве топлива используется жидкий металл.

Session 4

4.1 Physical-Mechanical Properties, Corrosion Resistance and Technological Development of Steel EP823 for Use in the Reactor Installation BREST-OD-300

Leontieva-Smirnova M. V., Naumenko I. A., Nikitina A. A., Skupov M. V.

AO "VNIINM", Moscow, Russia

E-mail: IANaumenko@bochvar.ru

Keywords: fast reactor, ferrite-martensitic steel, lead, corrosion, half-stuff, mechanical properties, irradiation.

Innovative development of nuclear power engineering, design and construction of new generation reactors, demonstration of the nuclear fuel cycle closure are possible with an integrated approach to the key problems of nuclear technologies. BREST-OD-300 is a real example of the implementation of modern concepts of a secure competitive reactor facility with a heavy liquid-metal coolant.

Using lead as a coolant significantly limits the choice of structural materials that ensure the operability of the core, main equipment and other units of the reactor installation. The launch and start-up phase of RU BREST-OD-300 is planned for steel of the ferritic-martensitic class EP 823 (Fe-12Cr-Mo-W-Si-V-Nb-B-0,16C). The alloying complex of steel and the developed heat treatment regimes ensure the achievement of the required design physical and mechanical properties, as well as satisfactory corrosion resistance in lead at an oxygen concentration of $C [O] = (1 \div 4) \times 10^{-6}$ wt. %.

The main criteria for corrosion resistance are: no liquid metal corrosion, microhardness and thickness of the oxide film, maintaining the level of mechanical characteristics after aging in lead. According to numerous tests of steel EP 823 in non-isothermal circulation loops, it is not subjected to any corrosive damage in the lead flow (at an oxygen concentration $(1 \div 4) \times 10^{-6}$ wt. %) for up to 15,000 hours up to temperatures 670 °C: the maximum thickness of the oxide layer during the test did not exceed 15 µm; the level of mechanical characteristics (σ_v , $\sigma_{0.2}$, δ , etc.) corresponds to the level of mechanical properties of the thermally aged state on the same time base.

Radiation resistance of steel EP 823 is characterized by the results obtained earlier after irradiation in the BN-600 reactor using the covers of standard fuel assemblies made of steel EP 823: at a maximum temperature of 600 °C and a damaging dose of 60 dpa, the swelling did not exceed 0.6%; there was no evidence of embrittlement.

The irradiation of samples from steel EP 823 in the composition of a material-research assembly (MS) at temperatures of 385–460 °C with a maximum radiation dose of 100 sleep led to swelling, also not exceeding 0.6%. Short-term mechanical properties at the maximum test temperature of 690 °C were: σ_v not lower than 213 MPa, $\sigma_{0.2}$ not lower than 174 MPa.

Since May 2016, samples of EP 823 steel had have maximum irradiation in the BN-600 reactor with a temperature of up to 670 °C. It is proposed to establish temperature dependences of short-term mechanical properties, modulus of elasticity, radiation creep and other characteristics necessary for strength calculations and justification of operational reliability of products made of steel EP 823.

All the elements of the core (fuel rod and pellet shells, fuel assemblies) of the BREST-OD-300 are made of EP 823 steel. The list of components with at least 34 positions is constantly updated and supplemented. The tasks of setting up new metal products for production, the manufacture of pilot batches, the stages of removing the facultative points of

the requirements under the technical conditions are multifactorial, costly and require considerable time.

The range of the range of metal products is extremely wide: from fuel cladding and frame pipes with a wall thickness of 0.25 mm to Ø235 mm bars, sheets from 4 mm to a thickness of 0.3 mm, etc. For all the nomenclature, manufacturing technologies have been developed (or under development), including technological deformation and heat treatment schemes.

The generalization and analysis of the presented materials science studies and technological development of steel EP 823 demonstrate the readiness of the use of end-to-end technologies for the manufacture of half-stuff in accordance with the list of components and semi-finished products from steel EP 823 for the production of an imitation active zone and the active core of the BREST-OD-300, as well as Step-by-step maintenance of a substantiation of operational reliability of steel EP 823.

Физико-механические свойства, коррозионная стойкость и технологическое освоение стали ЭП 823-Ш применительно к использованию в реакторной установке БРЕСТ-ОД-300

М. В. Леонтьева-Смирнова, И. А. Наumenко, А. А. Никитина, М. В. Скупов

АО «ВНИИНМ», Москва

E-mail: IANaumenko@bochvar.ru

Ключевые слова: быстрый реактор, феррито-мартенситная сталь, свинец, коррозия, полуфабрикаты, механические свойства, облучение

Инновационное развитие атомной энергетики, проектирование и создание реакторов нового поколения, демонстрация замыкания ЯТЦ возможны при комплексном подходе к узловым проблемам ядерных технологий. БРЕСТ-ОД-300 – реальный пример реализации современных концепций безопасной конкурентоспособной реакторной установки с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

Использование в качестве теплоносителя свинца существенно ограничивает выбор конструкционных материалов, обеспечивающих работоспособность активной зоны, основного оборудования и других узлов реакторной установки. Запуск и стартовый этап РУ БРЕСТ-ОД-300 планируется с использованием стали феррито-мартенситного класса ЭП 823-Ш (16Х12МВСФБР). Комплексное легирование стали и разработанные режимы термообработки обеспечивают достижение требуемых проектных физико-механических свойств, а также удовлетворительной коррозионной стойкости в свинце при концентрации кислорода $C_{[O]} = (1 \div 4) \times 10^{-6}$ масс. %.

Основными критериями коррозионной стойкости принимаются: отсутствие жидкометаллической коррозии, микротвердость и толщина оксидной пленки, сохранение уровня механических характеристик после выдержки в свинце. По данным многочисленных испытаний стали ЭП 823-Ш в неизотермических циркуляционных стендах, она не подвергается каким-либо коррозионным повреждениям в потоке свинца (при концентрации кислорода $(1 \div 4) \times 10^{-6}$ масс.%) за время до 15000 часов вплоть до температур 670°C: максимальная толщина оксидного слоя за время испытаний не превысила 15 мкм; уровень механических характеристик (σ_b , $\sigma_{0.2}$, δ и др.) соответствует уровню механических свойств состаренного состояния на той же временной базе.

Радиационная стойкость стали ЭП 823-Ш характеризуется результатами облучения в реакторе БН-600 при использовании чехлов штатных ТВС из стали ЭП 823-Ш: при максимальной температуре 600°C и повреждающей дозе 60 сна, распухание не превысило 0,6%; фактов охрупчивания не обнаружено.

Облучение образцов из стали ЭП 823-Ш в составе материаловедческой сборки (МС) при температурах 385-460°C при максимальной дозе облучения 100 сна привело к распуханию, также не превышающему 0,6%. Кратковременные механические свойства при максимальной температуре испытания 690°C составили: σ_b не ниже 213 МПа, $\sigma_{0,2}$ не ниже 174 МПа.

С мая 2016 года в БН-600 проходят реакторные испытания МС с образцами из стали ЭП 823-Ш с максимальной температурой облучения до 670 °С. Предполагается установить температурные зависимости кратковременных механических свойств, модуля упругости, радиационной ползучести и других характеристик, необходимых для прочностных расчетов и обоснования эксплуатационной надежности изделий из стали ЭП 823-Ш.

Элементы активной зоны БРЕСТ-ОД-300 (оболочки твэлов и пэлов, элементы ТВС, БО, БЗ и др. изделия) изготавливаются из стали ЭП 823-Ш. Перечень комплектующих, насчитывающий как минимум 34 позиции, сегодня постоянно корректируется и дополняется. Задачи по постановке на производство новой металлопродукции, оформление НТД, изготовление опытных партий, этапы снятия факультативности требований в рамках ТУ – многофакторные, затратные и их решение требует значительно времени.

Диапазон номенклатуры металлопродукции чрезвычайно широк: от оболочечных и каркасных труб с толщиной стенки 0,25 мм до прутков $\varnothing 235$ мм, листов толщиной от 4 мм до ленты толщиной 0,3 мм и т. д. Для всей номенклатуры разработаны (или находятся в разработке) технологии изготовления, включающие технологические схемы деформации и термической обработки.

Обобщение и анализ представленных материаловедческих исследований и технологического освоения стали ЭП 823-Ш демонстрируют готовность применения ряда сквозных технологий изготовления полуфабрикатов в соответствии с перечнем комплектующих и полуфабрикатов для изготовления имитационной активной зоны и штатной активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300, а также поэтапное обеспечение обоснования эксплуатационной надёжности стали ЭП 823-Ш.

4.2 Optimization of Manufacturing Process of Functionally Graded Composite Steels for Lead-Bismuth Cooled Fast Reactor Cladding Application

Jeonghyeon Lee¹, Taeyong Kim¹, Il Soon Hwang², and Ji Hyun Kim^{1*}

¹ School of Mechanical, Aerospace and Nuclear Engineering, Ulsan National Institute of Science and Technology (UNIST), UNIST-gil 50, Ulsu-gun, Ulsan 44919, Republic of Korea

² Department of Nuclear Engineering, Seoul National University (SNU)

San 56-1, Shinlim-Dong, Kwanak-Gu, Seoul 151-742, Republic of Korea

*E-mail: kimjh@unist.ac.kr

Keywords: small modular reactor, functionally graded composite, cladding, weld overlay.

Liquid metal coolants such as lead, lead-bismuth eutectic (LBE), and sodium also have the benefits of higher thermal conductivities and heat capacities than most other coolants. The advantages of lead or lead-bismuth eutectic, which has attractive thermal, hydraulic, and nuclear-physics properties, make these coolants ideal for fast-reactor and accelerator-target applications. However, at temperatures of interest for advanced reactor applications, such as high-efficiency electricity generation or producing process heat for high temperature electrolysis, the corrosion of cladding and structural materials becomes the limiting factor.

Liquid sodium and LBE coolants can be used for fast reactor cores because of their high cooling capabilities. These properties are important factors in fast reactor design. Liquid lead and LBE alloys are the candidate coolants for fast breeder reactors and accelerator driven systems (ADS). The reactors for next generation are being developed to extract power, and ADS is developed to removing of the minor actinides of the nuclear waste from fission reactors. Small Modular Reactors (SMRs) are rapidly developed based on extensive naval experiences in order to provide much higher safety, flexibility in tailoring capacity, transportability to inland sites as well as improved economy by factory fabrication on mass scale. The next generation SMRs will be cooled by liquid metal instead of water in order to further improve safety and minimize wastes. Liquid metal cooled fast neutron SMRs need improved structural materials with better radiation and corrosion endurance. Heavy liquid metals are adequate for transmutation of nuclear waste and spent fuel, as their heavy nuclei make it possible to obtain a very fast neutron spectrum, and nuclear safety and nuclear waste problems are important issues to consider. Long-lived minor actinides, such as neptunium or americium, which occur in nuclear waste, can be burned. The weld overlay technique is a widely used approach in nuclear industries; light water reactors typically use this hybrid layer technique in pressure vessels and fuel cladding. Pressure vessels are usually made of carbon steels, which will endure the pressure. Weld overlaying of stainless steel inside the pressure vessel serves as a corrosion-resistant layer for the vessel. In fuel cladding tubes, which hold the fissile fuel in a core, pure zirconium is clad inside a zirconium alloy such as Zircaloy and advanced zirconium. The pure zirconium serves as the corrosion-resistant layer, while the zircaloy serves as the structural layer. Occasionally, the zirconium liner on the inside of this type of fuel cladding, known as a fuel barrier, helps prevent fuel-cladding interactions. These approaches are not suitable for fast reactor applications.

The goal of this paper is to further develop the functionally graded metallic composite. This functionally graded metallic composite will ultimately be available to be used as piping and fuel cladding in a lead-bismuth cooled nuclear reactor. The tasks provide a detailed description of the work completed within this paper. Complete a detailed microstructural analysis of the piping product using optical microscopy. Optimize the microstructure and mechanical properties of the T91 and Fe12Cr2Si layers in the piping product through heat treatment.

Оптимизация процесса производства функционально-градиентных композитных сталей для оболочек твэлов быстрых реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем

Чонхен Ли¹, Тэен Ким¹, Ил Сун Хван², Чжи Хьюн Ким^{1*}

¹ Факультет механической, авиационной и ядерной инженерии, Ульсанский национальный университет науки и техники (UNIST), UNIST-gil 50, Ulsu-gun, Ульсан 44919, Республика Корея

² Отделение ядерной энергетики, Сеульский национальный университет, San 56-1, Shinlim-Dong, Kwanak-Gu, Сеул 151-742, Республика Корея

* E-mail: kimjh@unist.ac.kr

Ключевые слова: малый модульный реактор, функционально-градиентный композит, оболочка, наплавка.

Одним из преимуществ жидкометаллического теплоносителя (свинец, свинцово-висмутовая эвтектика, натрий) является высокая теплопроводность и теплоемкость. Благодаря своим тепловым, гидравлическим и физическим свойствам, свинцовый и свинцово-висмутовый теплоноситель идеально подходят для использования в быстрых

реакторах и электроядерных системах. Однако при температурах, соответствующих перспективным прикладным задачам, таким как высокоэффективная выработка электрической энергии или производство технологического тепла для высокотемпературного электролиза, сдерживающим фактором становится коррозия оболочек твэлов и конструкционных материалов. Высокая охлаждающая способность натриевого и свинцово-висмутowego теплоносителя позволяет использовать их для охлаждения активной зоны быстрых реакторов. Это свойство теплоносителя является важным элементом, учитываемым при проектировании быстрых реакторов. Свинец и свинец-висмут рассматриваются как возможные варианты теплоносителя для быстрых реакторов-размножителей и электроядерных систем.

В настоящее время разрабатываются реакторы следующего поколения для получения электроэнергии и электроядерные системы для извлечения минорных актинидов из ядерных отходов. Благодаря потребностям судоходства активно развиваются малые модульные реакторы (ММР), к которым сегодня предъявляются следующие требования: повышенный уровень безопасности, гибкость и адаптируемость, возможность транспортировки на сушу и экономическая эффективность, для достижения которой необходимо обеспечить массовое заводское изготовление. ММР следующего поколения будут использовать жидкометаллическое охлаждение, а не водяное, что позволит повысить уровень безопасности и снизить количество отходов. Быстрые ММР с жидкометаллическим теплоносителем потребуют использования усовершенствованных конструкционных материалов с повышенной радиационной и коррозионной стойкостью. Жидкий металл может применяться для трансмутации ядерных отходов и ОЯТ, так как тяжелые ядра позволяют получить быстрый спектр нейтронов, а проблемы ядерной безопасности и переработки ядерных отходов являются очень актуальными. Долгоживущие минорные актиниды, например нептуний или америций, которые содержатся в ОЯТ, можно эффективно утилизировать сжиганием.

Наплавка — техника, используемая в ядерной энергетике достаточно широко. Обычно она применяется при производстве корпусов и оболочек твэлов для легководных реакторов. Корпуса обычно изготавливаются из углеродистой стали, способной выдерживать нужное давление. Наплавка нержавеющей стали позволяет создать антикоррозийный слой на внутренней поверхности корпуса реактора. В оболочках твэлов, которые используются для размещения топлива в активной зоне, слой чистого циркония находится снаружи поверх слоя циркониевого сплава, например циркалоя. Чистый цирконий служит в качестве антикоррозийного слоя, а циркалой — в качестве конструкционного материала. Слой циркония с внутренней стороны, известный как барьерный слой, позволяет предотвратить взаимодействие между топливом и оболочкой. Эти методики не подходят для использования в быстрых реакторах.

Целью данной работы является дальнейшая разработка функционально-градиентного металлокомпозиата. Такой композит может быть использован для изготовления труб и оболочек твэлов в быстрых ядерных реакторах со свинцово-висмутowym теплоносителем. Приводится детальное описание задач, выполненных в данной работе. Выполнен детальный микроструктурный анализ материала труб с использованием методов оптической микроскопии. Выполнена оптимизация микроструктур и механических свойств слоев стали T91 и Fe12Cr2Si в материале труб путем тепловой обработки.

4.3 Study on Q-value about Pilgering Process of Functionally Graded Composite Cladding for Liquid Metal Fast Cooled Reactor Application

Taeyong Kim¹, Jeonghyeon Lee¹, Il Soon Hwang², and Ji Hyun Kim^{1*}

¹ School of Mechanical, Aerospace and Nuclear Engineering,
Ulsan National Institute of Science and Technology (UNIST)
UNIST-gil 50, Ulsu-gun, Ulsan 44919, Republic of Korea

² Department of Nuclear Engineering, Seoul National University (SNU) San 56-1,
Shinlim-Dong, Kwanak-Gu, Seoul 151-742, Republic of Korea

*Corresponding author: kimjh@unist.ac.kr

Keywords: accident tolerant fuel cladding tube, pilgering process, Q-value, finite element method analysis.

To prevent corrosion of the cladding in Lead-Bismuth Eutectic(LBE)-cooled nuclear reactors, an innovative coating material; Fe-12Cr-2Si has been developed. By applying the oxidation resistance material to an existing cladding for LBE service, we can develop Functional Graded Composite(FGC) cladding that merges the mechanical advantages of structure alloy. The double layers of the proposed FGC cladding are designed to perform specific functions unattainable by single alloys. The coated alloy; Fe-12Cr-2Si is functionally a corrosion barrier, and the substrate; T91 has properties such as a low dimensional change at fast neutron environment or good strength at high-temperature.

For manufacturing the FGC cladding, Fe-12Cr-2Si material is coated onto T91 billet by using overlay-welding technique. For cladding size, outer diameter and thickness of the FGC tube need to be reduced by hot extrusion process and cold pilgering process. The cold pilgering process involves repeated rolling through grooved conical shaped rolls and over a moving mandrel which maintains the desired size. A pair of grooved rolls and a mandrel are used to reduce both the wall thickness and the diameter of the mother tubes and the process is complex material forming operation in highly non-steady state, where the tube undergoes rotation during feeding step and a long series of deformations. Moreover, double layers of the FGC tube expect to occur different deformation processes because they have different mechanical properties. Distortion of the joint will make crack at interface and then reduce the utilization of products.

The above problem should be solved by the Q-value related to the crack propagation in the pilgering process. The Q-value is one of the most important parameters in the piling process, which is the ratio of the reduction of the outer diameter of the tube to the reduction of the thickness. It is known that cracks can grow at the inner or outer surface of the tube according to the value of Q-value. Empirically, cracks are propagated in the inner diameter when it is smaller than 1, where thickness reduction is higher than outer diameter reduction. The low Q-value affects the growth of the inner crack because it induces wrinkles on the surface while applying a continuous compressive circumferential strain on the inner surface of the tube. However, if a moderately high Q-value is applied, crack growth is mitigated by receiving repeated compressive and tensile strain in the circumferential direction. Considering the FGC tube has two different metal layers having different plastic behavior, it is necessary to apply the Q-value range appropriating to the both metal layers.

In this paper, we will apply various Q-values to evaluate reducing the crack growth by calculating the strain behavior of the FGC tube. Also, stress distribution and morphology of each layer should be analyzed to explain material deformation behavior. Using materials data for Fe-12Cr-2Si and T91 alloys, 3-dimensional computational analyses of the pilgering process of FGC tube will be conducted by Finite Element Method technique to describe that. The optimized Q-value is derived to improve productivity of FGC cladding by analyzing various Q-values through finite element analysis.

Исследование Q-фактора при пилигримовой прокатке труб из функционально-градиентного композита для применения в быстрых реакторах с жидкометаллическим теплоносителем

Тэен Ким¹, Чонхен Ли¹, Ил Сун Хван², Чжи Хьюн Ким^{1*}

¹ Факультет механической, авиационной и ядерной инженерии,
Ульсанский национальный университет науки и техники (UNIST)
UNIST-gil 50, Ulsu-gun, Ульсан 44919, Республика Корея

² Отделение ядерной энергетики, Сеульский национальный университет,
San 56-1, Shinlim-Dong, Kwanak-Gu, Сеул 151-742, Республика Корея

* E-mail: kimjh@unist.ac.kr

Ключевые слова: аварийно-устойчивая оболочка твэла, пилигримовая прокатка, Q-фактор, анализ методом конечных элементов.

Для предотвращения коррозии оболочки твэлов в ядерных реакторах со свинцово-висмутовым охлаждением был разработан новый материал покрытия, Fe-12Cr-2Si. Добавление коррозионностойкого материала на оболочки твэлов для быстрых реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем позволяет получить покрытие из функционально-градиентного композита, которое обладает преимуществами конструкционного сплава. По сравнению с однослойным сплавом, двойное покрытие оболочек сможет выполнять дополнительные функции. Материал покрытия, Fe-12Cr-2Si, выполняет функцию защиты от коррозии и служит подложкой, сталь T91 отличается высокой стойкостью к изменению геометрии под действием быстрых нейтронов и повышенной прочностью при высоких температурах.

Для производства оболочки из функционально-градиентного композита материал Fe-12Cr-2Si наносится на заготовку из стали T91 методом наплавки. Чтобы получить оболочку нужного размера, нужно уменьшить внешний диаметр и толщину трубы. Для этого используется горячая экструзия и холодная пилигримовая прокатка. При холодной пилигримовой прокатке заготовка периодически прокатывается через валки конической формы и получает нужный размер на подвижной оправке. При помощи двух валков и оправки уменьшается толщина стенки и диаметр заготовочной трубы. Процесс обработки является довольно сложным и нестационарным, во время рабочего периода труба выполняет вращение и испытывает продолжительные деформации. Кроме того, двухслойные трубы из функционально-градиентного композита подразумевают разные процессы деформации из-за разных механических свойств. Искажение соединения может привести к образованию трещин на поверхности и снизить срок службы изделия.

Эту проблему можно решить правильным подбором такого показателя, как Q-фактор. Q-фактор — это один из самых важных параметров, который представляет собой отношение уменьшения внешнего диаметра трубы к уменьшению толщины стенок. Известно, что этот фактор влияет на образование трещин на внутренней и внешней поверхности трубы. Опыт показывает, что развитие трещин происходит по внутреннему диаметру, если значение Q меньше единицы, то есть уменьшение толщины стенок больше уменьшения диаметра. При низком значении Q на поверхности образуются трещины из-за образования складок при постоянной окружной деформации сжатия на внутренней поверхности трубы. Если же значение Q достаточно высоко, образование трещин минимизируется в результате периодического сжатия и растяжения по окружности трубы. Учитывая, что трубка из функционально-градиентного композита имеет два слоя из разных металлов с разной пластичностью, необходимо подобрать значение Q, отвечающее требованиям обоих материалов.

В этой работе рассмотрены различные значения Q для оценки их влияния на сокращение развития трещин с учетом особенностей поведения труб из функционально-градиентного композита при деформации. Проанализировано распределение и структура напряжений в каждом слое для обоснования деформационных свойств материалов. Используя данные о сплавах Fe-12Cr-2Si и T91, выполнен трехмерный расчетный анализ прокатки труб из функционально-градиентного композита с применением метода конечных элементов. При помощи метода конечных элементов оптимизировано значение Q , позволяющее добиться более высоких показателей материалов оболочек.

4.4 Research of Pipes from Steel 09Mn2Si to Obtain the Characteristics Necessary to Assess the Strength, Safety and Lifetime of the BREST-OD-300 Reactor Unit

Logashov S. U., Orlov A. S., Gavrilov E. V., Khaymin S. V.

JSC "RPA "CNIITMASH", Moscow, Russia

Keywords: 09Mn2Si steel, welded joints, creep-rupture strength, ductility, heat resistance, BREST-OD-300.

The aim of this development was to obtain the insufficient data necessary to justify service characteristics used in the evaluation of the strength, safety and lifetime of seamless hot-formed pipes of 09Mn2Si steel and their welded joints intended for the construction of structural elements of the reactor vessel heating system BREST-OD-300.

Within the framework of the work, the test program "Testing for the justification of the application of pipes of 09Mn2Si steel for elements of reactor vessel heating system BREST" was developed and agreed upon.

The test program is designed taking into account the requirements of the PNAE G-7 002-86, PNAE G-7 008-89, NP-089-15 [1–3] and covers the following types of tests by definition:

- calculated values (average) of physical characteristics: coefficient of linear expansion, coefficient of thermal conductivity, density, specific heat of metal pipes in the operating temperature range and at the temperatures of violation of normal operating conditions and emergency conditions;
- calculated values of mechanical properties (R_m , $R_{p0.2}$, A_5 , Z) for the base metal of pipes and welded joints in the operating temperature range and at the temperatures of violation of normal operating conditions and emergency conditions;
- the influence of thermal aging of the metal of pipes and their welded joints on the calculated values of mechanical characteristics (R_m , $R_{p0.2}$, A_5 , Z) for a resource on the basis of tests of not less than 20 000 h (with the testing of samples after 10 000 and 15 000 h) at operating temperatures;
- calculated values of creep-rupture strength (R_{mt}^T) for the metal of pipes and their welded joints, and ductility (A_{mt}^T and Z_{mt}^T), creep and isochronous curves (deformation up to 3%) for the metal tubes based on tests of at least 20,000 h with extrapolation to 260 000 h at operating temperatures.

For testing under the developed program, a representative lot of seamless hot-formed pipes from 09Mn2Si steel of the same standard sizes, made according to the same normative documents and as pipes intended for the structural elements of the reactor vessel heating system BREST-OD-300, was purchased. The samples required by the Test Program were manufactured from representative lot of pipes of steel 09Mn2Si and homogeneous welded joints.

Within the framework of this development, JSC "RPA CNIITMASH" carried out tests for creep-rupture strength on a limited time base. The experimental data were processed by the Trunin method and curves of creep-rupture strength were plotted. [4–6].

Based on the results of the tests, using plotted curves, the preliminary values of creep-rupture strength limits (R_{mt}^T) of pipes metal and welded joints were determined (Table).

Considering the large scale formation, obtained values for creep-rupture strength limits are approximate. Creep-rupture strength tests are required with adjustment of the test load, taking into account the reduction in the working diameter of the samples as a result of scale formation in order to refinement of creep-rupture strength limits.

Creep-rupture strength of hot-formed pipes made 09Mn2Si steel, N/mm²
(pipes metal and welded joint)

Temperature	Creep-rupture strength, N/mm ²		
	Lifetime, hours		
	10 ⁴	10 ⁵	2,6·10 ⁵
Pipes metal			
Operating Temperature	22–23	14–15	11–12
Operating Temperature +50 °C	10	6	3-4
Welded joints			
Operating Temperature	17–18	9	7

It should be noted that, based on results of ductility and creep-rupture strength tests, plasticity of the material is considerable throughout full temperature range. The elongation is 40 to 77 percents.

The tests were carried out and preliminary creep-rupture curves were plotted for the samples from steel 09Mn2Si at operating temperatures [5–7].

During the development it was revealed that the metal of pipes from steel 09Mn2Si has lower heat-resistant properties in comparison with the literature data [8]. And, due to increased scale formation, it is necessary to correct the test procedure taking into account the heat resistance, and changes in the test load with correction of the developed test program.

Based on the results of the development, it is possible to draw conclusions about continuation of research to justify the strength, safety and lifetime of the structural elements of the reactor vessel heating system BREST-OD-300.

References

1. PNAE G-7 002-86 Norms for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants. (In Russian).
2. PNAE G-7 008-89 Rules for the Arrangement and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Plants. (In Russian).
3. NP-089-15 Rules for the Arrangement and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Plants. (In Russian).
4. State Standard 10145-81 Metals. Test method for creep-rupture strength. (In Russian).
5. Friedman Ya.B. Mechanical properties of metals. Part 2. Mechanical tests. Structural strength. Moscow, 1974. (In Russian).
6. CO 153-34.17.471-2003. Methodical instructions for determining the characteristics of heat resistance and durability of metal boilers, turbines and pipelines. Ministry of Energy of Russia. 2003. (In Russian).
7. State Standard 3248-81 Metals. Test method for ductility. (In Russian).
8. Dragunov Yu.G. *Workbook of steels and alloys*. Moscow, 2015. (In Russian).

Исследование труб из стали 09Г2С для получения характеристик, необходимых для оценки прочности, надежности и ресурса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300

С. Ю. Логашов, А. С. Орлов, Е. В. Гаврилов, С. В. Хаймин

АО «НПО «ЦНИИТМАШ», Москва

Ключевые слова: сталь 09Г2С, сварные соединения, длительная прочность, длительная ползучесть, жаростойкость, БРЕСТ-ОД-300.

Целью работы являлось получение недостающих данных, необходимых для обоснования расчетных характеристик, используемых при оценке прочности, надежности и ресурса бесшовных горячедеформированных труб из стали марки 09Г2С и их сварных соединений, предназначенных для изготовления конструктивных элементов системы разогрева корпуса реактора (КЭ СРКР) реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300.

В рамках работы была разработана и согласована программа испытаний «Испытания по обоснованию применения труб из стали марки 09Г2С применительно к СРКР РУ БРЕСТ».

Программа составлена с учетом требований ПНАЭ Г-7 002-86, ПНАЭ Г-7 008-89, НП-089-15 [1–3] и охватывает следующие виды испытаний по определению:

- расчетных значений (средних) физических характеристик: коэффициента линейного расширения, коэффициента теплопроводности, плотности, удельной теплоемкости, металла труб в рабочем диапазоне температур и при температурах нарушения нормальных условий эксплуатации и аварийного режима;

- расчетных значений кратковременных механических характеристик (R_m , $R_{p0.2}$, A , Z) для основного металла труб и временного сопротивления (R_m), для сварных соединений в рабочем диапазоне температур и при температурах нарушения нормальных условий эксплуатации и аварийного режима;

- влияния термического старения на механические свойства металла труб и их сварных соединений на расчетные значения механических характеристик (R_m , $R_{p0.2}$, A , Z) на ресурс на базе испытаний не менее 20 000 ч (с выемкой материала после 10 000 и 15 000 ч) при рабочих температурах;

- расчетных значений предела длительной прочности (R_{mt}^T) для основного металла труб и их сварных соединений, а также пределов длительной пластичности (A_{mt}^T и Z_{mt}^T), уравнений ползучести и изохронных кривых (деформация до 3 %) для основного металла труб на базе испытаний не менее 20 000 ч с экстраполяцией на 260 000 ч при рабочих температурах.

Для выполнения испытаний по разработанной программе была закуплена представительная партия бесшовных горячедеформированных труб из стали 09Г2С тех же типоразмеров, выполненных по тем же нормативным документам и, что и полуфабрикаты, предназначенные для изготовления конструктивных элементов системы разогрева железобетонного корпуса РУ БРЕСТ-ОД-300. Из труб из стали 09Г2С представительской партии, а также выполненных однородных сварных соединений, были изготовлены требуемые по Программе испытаний образцы.

В рамках выполненной работы на базе АО «НПО «ЦНИИТМАШ» проведены испытания на длительную прочность и длительную ползучесть на ограниченной временной базе. Экспериментальные данные обработаны по методике Трунина и построены кривые длительной прочности [4–6].

По результатам проведенных испытаний, используя графики длительной прочности, были определены предварительные значения пределов длительной прочности (R_{mt}^T) стали 09Г2С и сварного соединения, которые приводятся в Таблице.

Учитывая большое окалинообразование, полученные значения пределов длительной прочности являются достаточно приближительными. Требуются испытания на длительную прочность с корректировкой испытательной нагрузки с учетом уменьшения рабочего диаметра образцов в результате окалинообразования с целью уточнения пределов длительной прочности.

Пределы длительной прочности (R_{mt}^T) стали 09Г2С в Н/мм²
(основной металл и сварное соединение)

Температура	Пределы длительной прочности (R_{mt}^T), Н/мм ²		
	Ресурс, часы		
	10 ⁴	10 ⁵	2,6·10 ⁵
<i>Основной металл</i>			
Рабочая температура	22–23	14–15	11–12
Рабочая температура + 50 °С	10	6	3–4
<i>Сварное соединение</i>			
Рабочая температура	17–18	9	7

Необходимо отметить, что по результатам испытаний на ползучесть и длительную прочность наблюдается значительная пластичность материала во всем интервале температур. Относительное удлинение при разрыве составляет от 40 до 77 %.

Проведены испытания и построены первичные кривые ползучести образцов из стали 09Г2С при рабочих температурах [5–7].

В ходе проведения работ было выявлено, что металл труб из стали 09Г2С обладает пониженными жаропрочными свойствами по сравнению с литературными данными [8]. И вследствие повышенного окалинообразования необходима корректировка методики испытаний с учетом жаростойкости, а так же изменения испытательной нагрузки, с коррекцией разработанной программы испытаний.

По результатам проведенной работы можно сделать выводы о необходимости коррекции системы разогрева корпуса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 в части применяемых материалов, номинальных размеров конструкционных элементов, температурных параметров и рабочей среды.

Литература

1. ПНАЭ Г-7 002-86 Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
2. ПНАЭ Г-7 008-89 Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
3. НП-089-15 Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
4. ГОСТ 10145-81 Металлы. Метод испытания на длительную прочность.
5. Фридман Я. Б. Механические свойства металлов. Часть 2. Механические испытания. Конструкционная прочность. М.: «Машиностроение», 1974.
6. СО 153-34.17.471-2003. Методические указания по определению характеристик жаропрочности и долговечности металла котлов, турбин и трубопроводов. Минэнерго России. 2003.
7. ГОСТ 3248-81 Металлы. Метод испытания на ползучесть.
8. Драгунов Ю. Г. Марочник сталей и сплавов. М.: «Машиностроение», 2015.

4.5 Innovative Sublayer in Fuel Element with Anticorrosive Properties

Orlov M. A.¹, Orlov V. V.², Orlova E. A.³

¹ ITCP "PRORYV", Moscow, Russia

² OJSC NIKIET, Moscow, Russia

³ IATE NIYaU "MEPhI", Obninsk, Russia

Keywords: nitride fuel, lead, an anticorrosion coating, an intra fuel element sublayer on the basis of lead.

It was proposed initially that a heat-conducting intrafuel lead sublayer would be used to ensure high thermal conductivity and, accordingly, increased safety, a longer life, and better cost effectiveness of the fuel element as the whole in the BREST lead cooled reactor with natural nuclear, fire and explosion safety features and highly heat-conductive uranium-plutonium nitride fuel [1]. Use of a liquid metal intrafuel sublayer allows to reduce temperature in the center of nitride fuel by hundreds of degrees of rather helium sublayer.

Experimental studies however showed, despite the small gap width, the presence of an essential mass transport, corrosive dissolution in lead of the fuel cladding components in the hot zone and their deposition in the cold zone [2], so a fuel element concept with a helium sublayer was adopted.

The examination of the fuel elements with a gap filled with He following irradiation in the BOR-60 reactor [2] showed that the width of the fuel-cladding He-filled gap ($\approx 10 \mu\text{m}$) in a cold state remain only in the upper and the lower cross-sections of the fuel element with the 45PuN+55UN fuel burnt up to 5.4 % h.a. Gas porosity, inclusions in fuel were observed at a helium sublayer and were absent at lead. At Pb sublayer relative increase in diameter of fuel at burning out of 4,4% of h. a. has made 1-2% instead of 1,1-1,2% for 1% of burning out at He sublayer.

The authors have developed an internationally unique lead-based sublayer doped with magnesium (up to 3 wt. %) and zirconium (up to 0.2 %) which is compatible with the fuel cladding and provides for the spontaneous formation of a protective coating on the steel surface and, accordingly, for the coating self-healing after accidental damage. Results are confirmed ampoule, loopback tests and also tests on fuel elements simulators in the range of temperature 690–1000 K lasting up to 5700 h [3–4]. Fuel elements with such sublayer have passed tests on RU BOR-60 within 4 years.

Fig. 1 presents the time dependence of the 16Cr12WMoSiVNbB steel weight loss during tests in the Pb-Mg alloy and in the same alloy doped with Zr. Measurements using the EG-2,5 accelerator's deuteron beam showed that the nitrogen penetration depth was 90–130 nm [3].

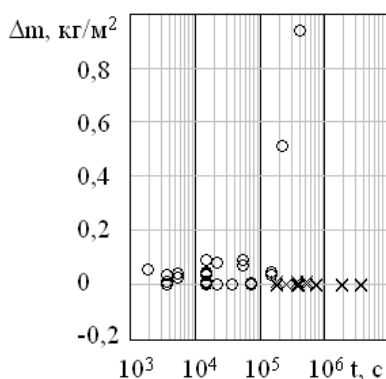


Fig. 1. 16Cr12WMoSiVNbB steel weight loss in the Pb-2.25%Mg alloy:
(o) – not doped; (x) – zirconium doped

To confirm the efficiency of the proposed method, studies were conducted in a fuel element to investigate the formation, during 50 h, of a ZrC (ZrN) protective coating in a narrow (150 μm) gap between the coaxially arranged tubes of the 16Cr12WMoSiVNB steel with a length of up to 1100 mm. LAES was used to confirm the Zr deposition on the inner surface of a simulator fuel element, both in the vicinity of the source (at 923 K) and at a distance of 1180 mm from the Zr source (at 693 K) [5].

Fig. 2 presents spectra regions for a) the simulator fuel element top (923 K), and b) the simulator fuel element bottom (693 K). Spectrum (2) is for the sample after the tests, and spectrum (1) is for the initial steel. It can be seen from the figure that the analytical Zr line (285.197 nm), which was absent in the initial steel, emerged in both cases after the tests.

Thus, repeated tests in the range of temperature 690-1000 K lasting up to 5700 h and modern methods of the analysis have confirmed spontaneous formation on the surface of steel of a sheeting of ZrN (ZRS) in Pb-Mg-Zr alloy.

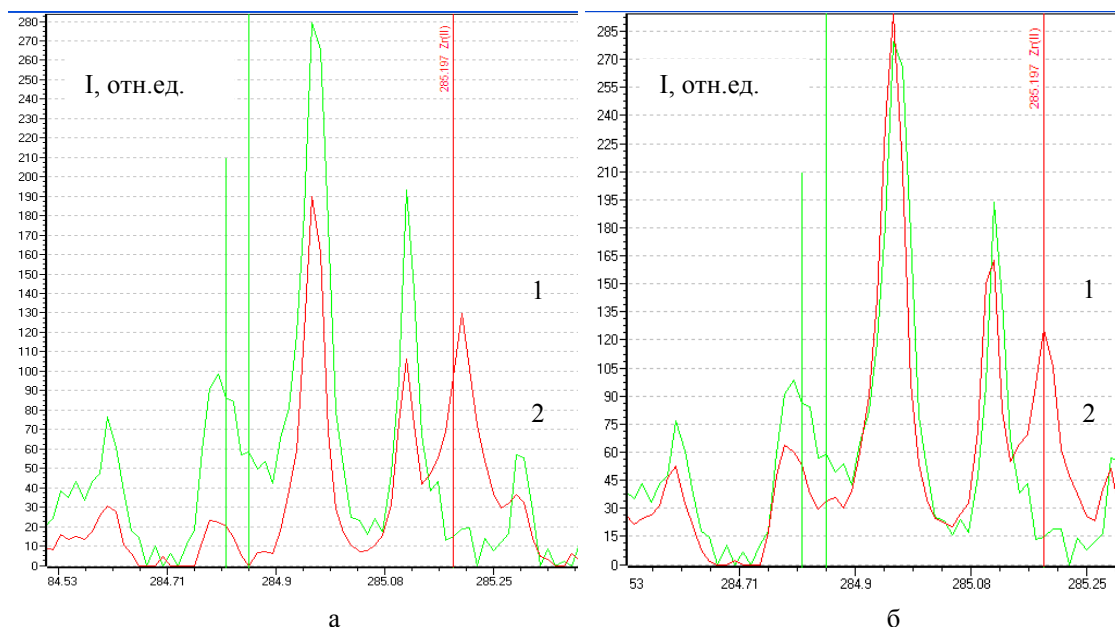


Fig. 2. Spectrum regions of the simulator fuel element steel with the analytical Zr line (285.197 nm). Spectrum (1) – sample after tests, spectrum (2) – initial steel; a – 923 K, b – 693 K

References

1. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S. Progress in lead cooled fast reactor design. *Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants*. Tokyo, Japan, Oct. 25-29, 1992, v. 2. Paper no. 16-6, pp. 1-4.
2. Belyayeva A.V., Kryukov F.N., Nikitin O.N. et al. Key results of the uranium-plutonium nitride fuel examination after irradiation in the BOR-60 reactor. *Book of reports at the International Scientific and Technical Conference "Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power"*, 27-29 November 2012. Moscow, NIKIET Publ., 2012, pp. 223–228 (in Russian).
3. Orlova E.A., Gurbich A.F., Molodtsov S.L. et al. Formation and study of protective coatings compatible with nitride fuel on ferrite-martensite steels. *Atomnaya energiya*, 2008, v. 105, iss. 5, pp. 269–274 (in Russian).
4. Orlov V.V., Leonov V.N., Orlova E.A. Method to form a protective coating on the metal surface. Patent RF 2439203. Publ. 10.01.12. Bull. No. 1 (in Russian).
5. Orlova E.A., Kryuchkov E.A., Komyshny V.N., Zagrebayev S.A., Zhmurin V.G., Kotovskiy N.A., Zazorin I.I., Solomatina A.E., Volov A.N., Vorobyev N.V., Tolmachev D.V., Sannikova Z.O., Zaytsev P.A. A liquid metal sublayer with anticorrosive properties for nitride fuel elements. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser: Materialovedeniye i novye materialy*, 2015, no. 1 (80), pp. 80–88.

Инновационный внутритвэльный подслои с антикоррозионными свойствами

В. В. Орлов¹, Е. А. Орлова², М. А. Орлов³

¹ НИКИЭТ, Москва

² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

³ ПРОРЫВ, Москва

Ключевые слова: нитридное топливо, свинец, антикоррозионное покрытие, внутритвэльный подслои на основе свинца.

Изначально в реакторной установке (РУ) БРЕСТ с естественной безопасностью в ядерном и пожаро-взрывном плане, с высокотеплопроводным нитридным уран-плутониевым топливом и свинцовым теплоносителем предполагали использовать теплопроводный свинцовый внутритвэльный подслои для обеспечения высокой теплопроводности и, соответственно, повышенных безопасности, ресурса и экономичности БР в целом [1]. Использование жидкометаллического внутритвэльного подслои позволяет снизить температуру в центре нитридного топлива на сотни градусов относительно гелиевого подслои. При экспериментальных исследованиях обнаружен, несмотря на узость зазора, существенный массоперенос — коррозионное растворение в Pb компонентов оболочки твэла в горячей зоне и осаждение в холодной зоне [2], и была принята концепция твэла с He подслоем.

Исследования твэлов с He подслоем после облучения в РУ БОР-60, представленные в работе [2], показали, что зазор между топливом и оболочкой (≈ 10 мкм) в холодном состоянии сохранился только в верхнем и нижнем сечениях твэла с топливом 45 % PuN + 55 % UN при выгорании 5,4 % т.а. Газовые поры, включения в топливе наблюдались при гелиевом подслое и отсутствовали при свинцовом. При Pb подслое относительное увеличение диаметра топлива при выгорании 4,4 % т.а. составило 1-2 % вместо 1,1-1,2 % на 1 % выгорания при He подслое.

Авторами разработан не имеющий аналогов в мире подслои на основе свинца, легированного магнием (до 3 % по массе) и цирконием (до 0,2 %), совместимый с оболочкой твэла за счет самопроизвольного формирования на поверхности стали защитного покрытия и, соответственно, самозалечивания случайных его повреждений. Результаты подтверждены ампульными, петлевыми, испытаниями, а также испытаниями на имитаторах твэлов в интервале температуры 690–1000 К длительностью до 5700 ч [3–4]. Твэлы с таким подслоем прошли испытания на РУ БОР-60 в течение 4 лет.

На рисунке 1 представлена зависимость потери массы стали 16X12ВМСФБР от времени при испытаниях в Pb-Mg сплаве и в том же сплаве, легированном Zr. Измерения на дейтонном пучке ускорителя ЭГ-2,5 обнаружили проникновение азота на глубину 90–130 нм [3].

Для подтверждения работоспособности предложенного метода внутри твэла проведены исследования по формированию в течение 50 ч защитного покрытия ZrC (ZrN) в узком зазоре шириной 150 мкм между коаксиально расположенными трубками из стали 16X12ВМСФБР длиной до 1100 мм. Методом лазерной атомно-эмиссионной спектроскопии подтверждено выделение Zr на внутренней поверхности имитатора

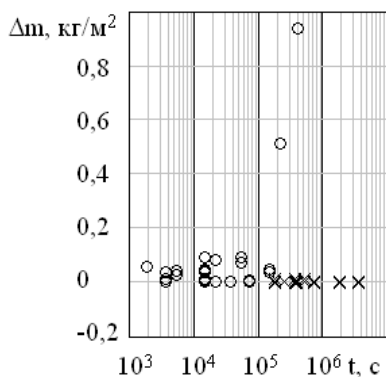


Рис. 1. Потеря массы стали 16X12ВМСФБР при испытаниях в Pb-Mg(2,25%) сплаве:
о — без легирования;
х — легированном цирконием

твэла как при температуре 923 К вблизи источника, так и при температуре 693 К на расстоянии 1180 мм от источника Zr [5].

На рисунке 2 представлены участки спектров: а) – верхней части имитатора (923 К), б) – нижней части имитатора (693 К). Спектр 2 – образец после испытаний, спектр 1 – исходная сталь. Из рисунка видно, что в обоих случаях после испытаний появилась аналитическая линия Zr (285,197 нм), отсутствующая в исходной стали.

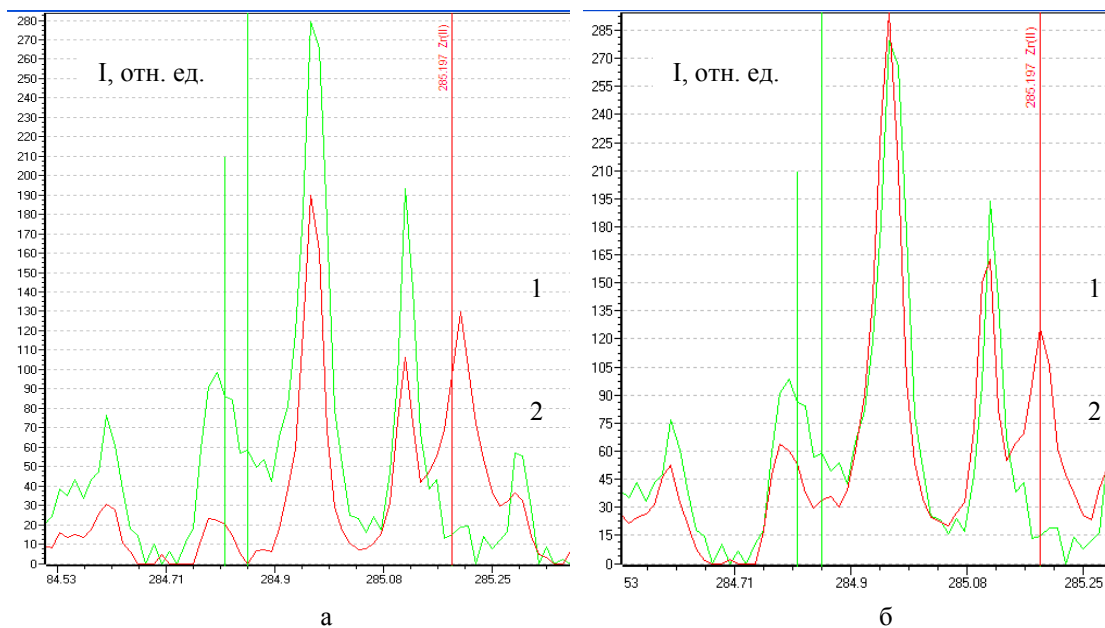


Рис. 2. Участки спектра стали имитатора твэла с аналитической линией Zr (285,197 нм).
Спектр 1 – образец после испытаний, спектр 2 – исходная сталь
а – 923 К, б – 693 К

Таким образом, многократными испытаниями в интервале температуры 690–1000 К длительностью до 5700 ч и современными методами анализа подтверждено самопроизвольное формирование на поверхности стали защитного покрытия ZrN (ZrC) в сплаве Pb-Mg-Zr.

Литература

1. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S. Progress in lead cooled fast reactor design.- In: Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants. Tokyo, Japan, Oct. 25-29, 1992, v.2, – Paper №16-6.– PP. 1-4.
2. Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. и др. Основные результаты исследований уран-плутониевого нитридного топлива после облучения в реакторе БОР-60 / Сб. докл. МНТК «Инновационные продукты и технологии ядерной энергетики», 27-29 ноября 2012 г. – М.: НИКИЭТ, 2012. – С. 223-228.
3. Орлова Е.А., Гурбич А.Ф., Молодцов С.Л. и др. Формирование и исследование защитных покрытий, совместимых с нитридным топливом, на сталях ферритно-мартенситного класса // Атомная энергия. – 2008. – Т. 105. – Вып. 5. – С. 269-274.
4. Орлов В.В., Леонов В.Н., Орлова Е.А. Способ формирования защитного покрытия на поверхности металла. Патент РФ 2439203. – Оpubл. 10.01.12. – Бюлл. № 1.
5. Орлова Е.А., Крючков Е.А., Комышний В.Н. и др. Жидкометаллический подслои с антикоррозионными свойствами для твэлов с нитридным топливом // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2015.– № 1 (80). – С. 80-88.

4.6 Perspective Lead Alloys for the Liquid-Metal Bonding of Fast Reactors Fuel Pins

Tarasov B. A.^{1,2}, Konovalov I. I.¹, Kruglov A. B.¹, Ananin V. M.¹, Tarasova M. S.¹, Shornikov D. P.¹, Naumenko I. A.², Krivov M. P.²

¹ NRNU MEPhI, Russian Federation, Moscow

² SC "VNIINM", Russian Federation, Moscow

E-mail: ulens.up@gmail.com

Keywords: fuel pin, liquid metal-bonding pin, SNUP fuel, lead alloys, wettability, technology, compatibility, cold fuel, burnout, corrosion.

The task of significantly increasing the maximum burnup depth of fuel elements with SNUP fuel, developed in the framework of the "PRORIV" project, is related to the need to distance the moment of contact between the rigid fuel and the solid non-swelling ferrite-martensitic cladding. This can be achieved by increasing the fuel-cladding gap, and by simultaneously increasing the fuel density to maintain a predetermined amount of fuel in the fuel element. An increase in the fuel-cladding gap requires the introduction of a liquid metal bonding between fuel and cladding, which will generally reduce the operating temperature of the fuel.

It is possible to use sodium, lead or alloys based on them to fill the gap, as one of the most fusible metals with high thermal conductivity and heat capacity. However, the use of sodium is confronted with the safety problem. Lead has all the necessary properties for the material of the LMB, but non-isothermal transfer of cladding material from the hotter parts of the fuel element to colder ones can occur by relatively high solubility of steel component. The experience of making experimental fuel elements with a lead sublayer had shown that the use of pure lead and its alloys with magnesium and components of steels significantly complicates the technology. These alloys have a high viscosity, do not wet the fuel and cladding materials, and therefore require significant overheating (up to 600 °C), prolonged sonication and slow cooling.

In connection with the foregoing, we proposed to use alloys of Pb-Na and Pb-Bi-Na systems to fill the fuel-cladding gap in the fuel pins. Developed alloys contain from 2 to 5 wt% Na and lie in the eutectic region of the lead angle of the corresponding phase equilibrium diagrams.

The paper considers the results of calculations of the influence of the fuel element and the material of the sublayer on the ultimate burnup depth, as well as the determination of the basic properties required for the sublayer material – thermal conductivity, heat capacity, viscosity and wettability of shell materials. The estimates of the effect of sodium on the non-isothermal transfer of the components of steel inside the fuel rod are also given.

It has been shown that alloying lead by sodium slightly reduces its thermal conductivity, but simultaneously, it significantly reduces the viscosity and increases the wettability of EP-823 steel. Also, the work discusses that the introduction of sodium significantly reduces the limiting solubility of the components of steel (chromium and iron) in lead, which contributes to a decrease in the rate of non-isothermal mass transfer.

Перспективные сплавы на основе свинца для жидкометаллического подслоя твэлов быстрых реакторов

**Б. А. Тарасов^{1,2}, И. И. Коновалов¹, А. Б. Круглов¹, В. М. Ананьин¹,
М. С. Тарасова¹, Д. П. Шорников¹, И. А. Наumenко², М. В. Кривов²**

¹ НИЯУ МИФИ, Москва

² АО «ВНИИНМ», Москва

E-mail: ulens.up@gmail.com

Ключевые слова: твэлы, жидкометаллический подслоя, СНУП-топливо, сплавы свинца, смачиваемость, технология, совместимость, холодное топливо, выгорание, коррозия.

Задача значительного повышения предельной глубины выгорания твэлов со СНУП-топливом, разрабатываемых в рамках проекта «Прорыв» связана с необходимостью отдаления момента соприкосновения жесткого топлива с прочной не распухающей оболочкой из феррито-мартенситной стали. Это можно обеспечить путем увеличения зазора топливо/оболочка, и одновременным повышением плотности топлива для сохранения заданного количества топлива в твэле. Увеличение зазора топливо/оболочка требует введения жидкометаллического подслоя, что позволит в целом понизить эксплуатационную температуру топлива.

Для заполнения зазора возможно использовать натрий, свинец или сплавы на их основе, как одни из наиболее легкоплавких металлов, обладающих высокой теплопроводностью и теплоемкостью. Однако использование натрия сталкивается с проблемой безопасного заполнения с нитридным уран-плутониевым топливом, обладающим пирофорностью. Свинец обладает всеми необходимыми свойствами для материала подслоя, однако в свинце происходит неизотермический перенос материала оболочки из более горячих частей твэла в более холодные. Также, как показал опыт изготовления экспериментальных твэлов со свинцовым подслоем, использование чистого свинца и его сплавов с магнием и компонентами сталей значительно усложняет технологию. Эти сплавы обладают большой вязкостью, не смачивают материалы топлива и оболочки, и поэтому требуют значительного перегрева (до 600 °C), длительной обработки ультразвуком и медленного охлаждения.

В связи с вышесказанным, нами предложено использовать для заполнения зазора топливо/оболочка в твэлах сплавы систем Pb-Na и Pb-Bi-Na. Разработанные сплавы содержат от 2 до 5 мас.% Na и лежат в области эвтектики натриевого угла соответствующих диаграмм фазового равновесия.

В работе рассматриваются результаты расчетов влияния конструкции твэла и материала подслоя на предельную глубину выгорания, а также определения основных свойств, необходимых для материала подслоя — теплопроводности, теплоемкости, вязкости и смачиваемости материалов оболочки. Также приведены оценки влияния натрия на неизотермический перенос компонентов стали внутри твэла.

Показано, что легирование свинца натрием незначительно понижает его теплопроводность, но одновременно, значительно снижает вязкость и повышает смачиваемость стали ЭП-823. Также в работе обсуждается, что введение натрия значительно снижает предельную растворимость компонентов стали (хрома и железа) в свинце, что способствует снижению скорости неизотермического массопереноса.

4.7 Facility GESA-4M for Electron Beam Modification of Fuel Cladding Surfaces of Reactor Plants with Heavy Liquid Metal Coolant

Engelko V. I., Pavlov E. P., Tkachenko K. I., Shchegolikhin N. P.

D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus, St.Petersburg

E-mail: ktkachenko@mit.niiefa.spb.su

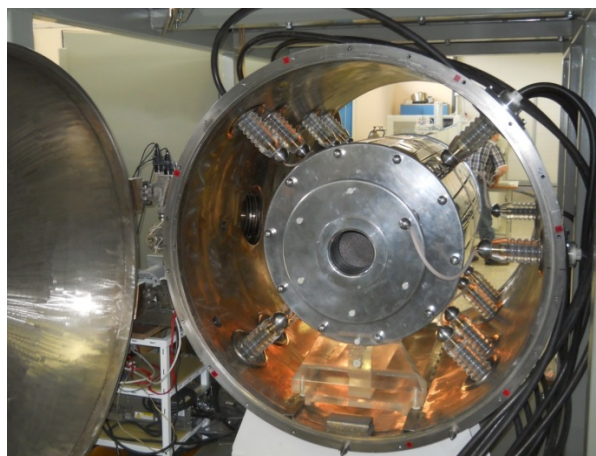
Keywords: facility, electron source, fuel cladding, electron beam modification, improvement of operational properties.

Improvement of operational properties of fuel claddings (increasing of corrosion-resistance, heat-resistance and wear-resistance) is possible as a result of treatment of their surfaces by high-current pulsed electron beam (HPEB) [1], including with preliminary Al coating. Treatment by radial converging HPEB with high extent is the most perspective for practical realization of process of modification of fuel cladding casing.

On the basis of experiments and calculations [2–8] it was designed the electron source 100 cm long, forming radial converging electron beam. The source consists of cathode, control grid and anode, which is treated target.

Characteristic of the source

Anode voltage, kV	$U_A = 0$
Cathode voltage, kV	$U_C = -120$
Control grid voltage, kV	$U_g = -(97-95)$
Radius of cathode, m	$R_C = 0.15$
Radius of control grid, m	$R_g = 0.1$
Radius of anode, m	$R_A = 0.005$
Length of cathode, m	$L_C = 0.95$



Overview of the source forming radial converging electron beam

In the report they are presented description of the facility with electron source 100 cm long and the results of the first stage of experimental researches on the source. Maximal value of energy density achieved on the target with diameter 10 mm was 30 J/cm² on length ~ 50 cm.

References

1. Engelko V.I., Tkachenko K.I., Rusanov A.E., Birzhevoy G.A. Experimental facility for electron beam modification of fuel and absorber element claddings of reactors with Pb and Pb-Bi coolants. *PAST. Series: Nuclear and reactor constants*, 2015, v. 4, pp. 93–99. (In Russian).

2. Engelko V.I The dissertation for a degree of the Dr.Sc. (Techn.), 2002.
3. Engelko V., Mueller G., Rusanov A. et al. Surface modification/alloying using intense pulsed electron beam as a tool for improving the corrosion resistance of steels exposed to heavy liquid metals. *J. of Nuclear Materials*. 2011, v. 415, no. 3, pp. 270–275. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2011.04.030.
4. Engelko V.I., Kuznetsov V.S., Mueller G. Electron source of triode type with radial converging electron flow for irradiation of cylindrical target. *Journal of Applied Physics*, 2009, v. 105, no. 2, p. 023305. DOI: 10.1063/1.2996286.
5. Engelko V.I., Mueller G. Microsecond intense electron beams for industrial applications. *IEEE Transact. on Plasma Science*, 2013, v. 41, no. 10, pp. 2769–2773. DOI: 10.1109/TPS.2013.2253495
6. Engelko V.I. Formation of stable long-pulse electron beams with the help of explosive emission cathodes. *Plasma Devices and Operations*, 2005, v. 13, no. 2, pp. 135–142. DOI: 10.1080/10519990500048496.
7. Altsybeyev V., Engelko V., Ovsyannikov A., Ovsyannikov D., Ponomarev V., Fetzter R., Mueller G. Numerical simulation of a triode source of radial converging electron beam. *Journal of Applied Physics*, 2016, v. 120, no. 14, pp. 143301. DOI: 10.1063/1.4964335.
8. Fetzter R., An W., Weisenburger A., Mueller G. Different operation regimes of cylindrical triode-type electron accelerator studied by PIC code simulation. *Laser and Particle beams*, 2017, v. 35, no. 1, pp. 33–41. DOI: 10.1017/S0263034616000768.

Установка ГЕЗА-4М для электронно-пучковой модификации поверхности оболочек твэлов РУ с ТЖМТ

В. И. Энгелько, Е. П. Павлов, К. И. Ткаченко, Н. П. Щеголихин

НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург

E-mail: ktkachenko@mit.niiefa.spb.su

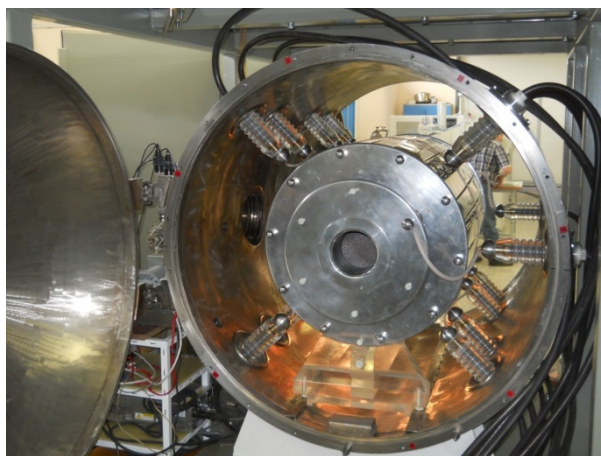
Ключевые слова: установка, электронный источник, оболочка твэла, электронно-пучковая модификация, улучшение эксплуатационных характеристик.

Улучшение эксплуатационных характеристик твэлов (повышение коррозионной стойкости, жаростойкости и износостойкости) возможно в результате обработки их поверхности сильнооточным импульсным электронным пучком (СИЭП) [1], в том числе с предварительно нанесенным Al покрытием. Для практической реализации процесса модификации оболочек твэлов наиболее перспективной является обработка их радиально сходящимися СИЭП большой протяжённости.

На основании экспериментальных и расчётных исследований [2–8] был разработан источник длиной 100 см, формирующий радиально сходящийся электронный пучок. Источник состоит из катода, управляющей сетки и анода, которым является обрабатываемая мишень.

Параметры источника

Напряжение на аноде, кВ	$U_A = 0$
Напряжение на катоде, кВ	$U_C = -120$
Напряжение на управляющей сетке, кВ	$U_g = -(97 \div 95)$
Радиус катода, м	$R_C = 0,15$
Радиус управляющей сетки, м	$R_g = 0,1$
Радиус анода, м	$R_A = 0,005$
Длина катода, м	$L_C = 0,95$



Общий вид источника, формирующего радиально сходящийся электронный пучок

В докладе представлено описание установки с электронным источником длиной 100 см и результаты первой стадии экспериментальных исследований работы источника. Максимальное значение плотности энергии, достигнутое на мишени диаметром 10 мм, составило 30 Дж/см² на длине ~ 50 см.

Литература

1. Энгелько В.И., Ткаченко К.И., Русанов А.Е., Биржевой Г.А. Опытная установка для электронно-лучевой модификации поверхности оболочек ТВЭЛов и ПЭЛов РУ с теплоносителями Рb и Рb-Bi // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2015. Вып. 4. С. 93-99.
2. Энгелько В.И. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук, 2002.
3. Engelko V., Mueller G., Rusanov A. et al. Surface modification/alloying using intense pulsed electron beam as a tool for improving the corrosion resistance of steels exposed to heavy liquid metals // Journal of Nuclear Materials. 2011. V. 415. No. 3. P. 270-275. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2011.04.030.
4. Engelko V. I., Kuznetsov V. S., Mueller G. Electron source of triode type with radial converging electron flow for irradiation of cylindrical target // Journal of Applied Physics. 2009. V. 105. No. 2. P. 023305. DOI: 10.1063/1.2996286.
5. Engelko V.I., Mueller G. // Microsecond intense electron beams for industrial applications // IEEE Transactions on Plasma Science. 2013, V. 41, No. 10, P. 2769-2773. DOI: 10.1109/TPS.2013.2253495.
6. Engelko V.I. Formation of stable long-pulse electron beams with the help of explosive emission cathodes // Plasma Devices and Operations. 2005. V. 13. No. 2. P. 135-142. DOI: 10.1080/10519990500048496.
7. Altsybeyev V., Engelko V., Ovsyannikov A., Ovsyannikov D., Ponomarev V., Fetzer R., Mueller G. // Numerical simulation of a triode source of radial converging electron beam. // Journal of Applied Physics. 2016, V. 120, No. 14, P. 143301. DOI: 10.1063/1.4964335
8. Fetzer R., An W., Weisenburger A., Mueller G. Different operation regimes of cylindrical triode-type electron accelerator studied by PIC code simulation // Laser and Particle beams. 2017. V. 35. No. 1. P. 33-41. DOI: 10.1017/S0263034616000768.

4.8 Low Cycle Fatigue Behavior of 15–15Ti Austenitic Stainless Steel in Lead–Bismuth Eutectic and in Air at 550 °C — Effects of Dynamic Strain Aging and Surface Oxide Film

Jie Xu^{1,2}, Jianwei Chen^{1*}, Qingsheng Wu¹, Xiangwei Zhai¹, Lin Luo¹, FDS Team

¹ Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

² University of Science and Technology of China, Hefei, Anhui 230031, China

*E-mail: jianwei.chen@fds.org.cn

Keywords: Lead-bismuth eutectic; low cycle fatigue; dynamic strain aging; surface oxide film

Heavy liquid metals (HLM) are widely used in the fourth-generation nuclear fission reactor due to its good physical, chemical and neutronic properties. Lead-bismuth eutectic (LBE) is considered as the main candidate coolant for Accelerator Driven Sub-critical System (ADS). 15-15Ti is selected as the cladding material for subcritical reactor in ADS.

During reactor operation, a lot of factors can lead to cladding failure, for example the hot and cold cycles caused by reactor power changes, mechanical vibrations caused by pump operation, flow induced vibrations and other alternating loads caused by coolant circulation. These reactor operational behaviors are somewhat similar to the damage during low cycle fatigue process. In addition, LBE and Dynamic strain ageing (DSA) would affect the mechanical properties of nuclear structural materials, especially for the fatigue property.

The low cycle fatigue properties of 15-15Ti have been tested in stagnant liquid LBE and in air with strain amplitudes ranging from $\pm 0.3\%$ to $\pm 0.9\%$ at 550 °C. The results showed no evident life degradation was observed under high strain amplitudes ($\pm 0.6\%$ and $\pm 0.9\%$) in LBE due to the combined effects of DSA and surface oxide films, compared to air. Moreover, slightly improved fatigue life was found under low strain amplitude ($\pm 0.3\%$) condition because fatigue crack initiation was only delayed by surface oxide films not affected by DSA.

Свойства малоциклового усталости аустенитной нержавеющей стали 15–15Ti в эвтектическом свинцово-висмутовом сплаве и воздухе при 550 °C – влияние старения под действием динамического напряжения и поверхностной оксидной пленки

Цзе Сюй^{1,2}, Цзяньвэй Чень^{1*}, Циншен Ву¹, Сянвэй Чжай¹, Линь Лоу¹

Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

¹ Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности, Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская Академия наук, Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

² Научно-технический университет Китая, Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

* E-mail: jianwei.chen@fds.org.cn

Ключевые слова: свинцово-висмутовая эвтектика, малоцикловая усталость, старение под действием динамического напряжения, поверхностная оксидная пленка.

Тяжелые жидкие металлы (HLM) широко используются в ядерных реакторах деления четвертого поколения благодаря их хорошим физическим, химическим и нейтронно-физическим свойствам. Эвтектический сплав свинец-висмут (LBE) рассматривается как основной потенциальный теплоноситель для подкритической ускорительно-управляемой системы (ADS). Сталь 15-15Ti выбрана в качестве материала оболочки твэлов для подкритического реактора в ADS.

Во время работы реактора многие факторы могут привести к повреждению оболочки твэлов, например, горячие и холодные циклы, вызванные изменениями мощности реактора, механические колебания при работе насоса, вибрации в результате воздействия потока и другие переменные нагрузки, вызванные циркуляцией теплоносителя. Такие эксплуатационные характеристики реактора несколько напоминают повреждение при малоцикловой усталости. Кроме того, LBE и старение под действием динамического напряжения (DSA) способны повлиять на механические свойства ядерных конструкционных материалов, особенно на свойства усталости.

Свойства малоцикловой усталости стали 15-15Ti испытывались в статическом жидком LBE и в воздухе с амплитудами деформаций в диапазоне от $\pm 0,3$ до $\pm 0,9$ % при 550 °C. Результаты показали, что при высоких амплитудах деформаций ($\pm 0,6$ и $\pm 0,9$ %) в LBE не наблюдалось заметного ухудшения характеристик долговечности из-за комбинированного воздействия DSA и поверхностных оксидных пленок по сравнению с воздухом. Кроме того, в условиях низкого напряжения деформации ($\pm 0,3$ %) установлено некоторое улучшение значений усталостной долговечности, поскольку возникновению усталостной трещины препятствовали только поверхностные оксидные пленки, не подверженные воздействию DSA.

4.9 Results of the Investigation of the Initial Stage of Oxidation of Austenitic Steel 12X18H10T in Water Vapour

Ivanov K. D., Gurbich A. F., Niyazov S.-A. S.

JSC "SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky"
Obninsk, Russia

E-mail: sniyazov@ippe.ru

Keywords: heavy metal coolant, austenite steel, oxide coating, liquid metal corrosion, accelerated ion beams, water vapour, nuclear spectroscopy.

Besides pure scientific interest investigations of the process of steel oxidation in various gas media have an important practical application. In particular, with regard to steels used in reactor facilities with heavy metal liquid coolants (HMLC) such processes are used for a preliminary formation of protective oxide coatings on their surface. These oxide films hamper direct contact of steel with a coolant thus preventing the development of the steel corrosion caused by heavy metal [1].

The austenite 18% chromium steel 12X18H10T is one of the structural steels used in the reactor facilities with HMLC at moderate ($T \leq 350^\circ\text{C}$) temperatures. In test benches and experimental facilities the temperature range of application of this steel is much broader.

The investigation of the initial stage of the development of the oxidation process is rather complicated because of the extreme thinness of the oxide films formed at this period. Therefore the ion beam analysis [2] method based on the nuclear spectroscopy of the products of nuclear reactions initiated by ~ 1 MeV energy deuterons interacting with ^{16}O nuclei was employed in order to find the oxide film composition and thickness. The details of the method which utilize accelerated ion beams can be found in [3].

The investigations of the 12X18H10T steel oxidability in the water vapour were carried out at the laboratory installation equipped with a gas system fed with wet argon.

A sample of the 12X18H10T steel in the form of a 260 mm long plate was attached by laser spot welding to a rod made of a tube welded from one side. A moveable thermocouple was placed inside the rod in order to measure the temperature distribution along the sample. In the course of the experiment the temperature of the sample surface was kept in the range from

620°C in the bottom of the sample to 350°C at the top. The sample exposition time in such a regime was ~3 hours. The outward of the plate with a rod after oxidation is shown in Fig. 1.

Upon the end of the experiment the plate was cut into separate specimens which were analyzed using the method mentioned above. The specimen binding to the temperature conditions was performed through the measurements of the temperature distribution along the plate in the course of the experiment by the moveable thermocouple.



Fig. 1. The outward of the sample after its exposition to a flow of wet argon

An example of the obtained results is shown in Fig. 2 where the dependence of the rate of the surface oxidation on temperature (as a logarithm of the accumulated oxygen quantity which at the constant oxidation time is proportional to the oxidation rate) is presented in Arrhenius coordinates.

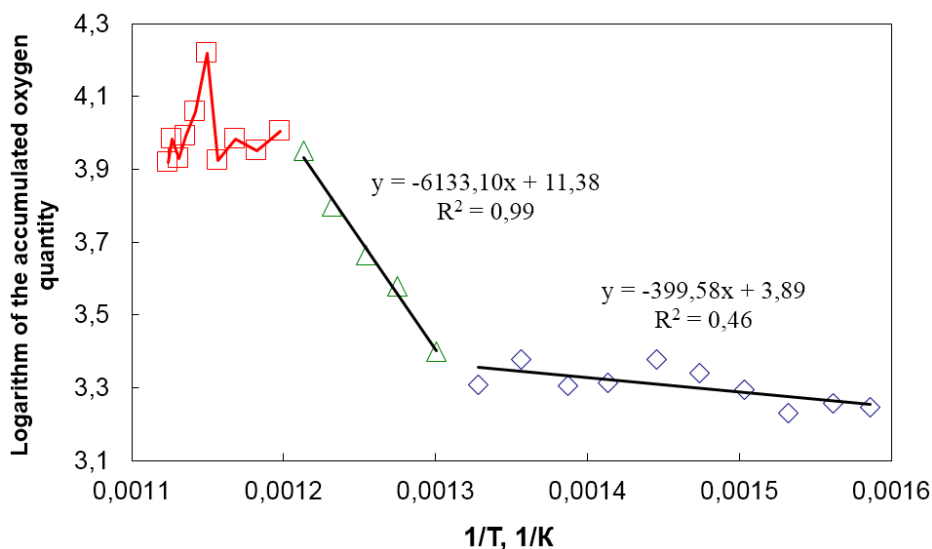


Fig. 2. The dependence of the rate of oxidation of the polished surface of the steel to the temperature of oxidation

In such a way the obtained results demonstrated that the employed methodology for the study of the initial stage of oxidization is quite informative.

References

1. Yachmenev G.S., Rusanov A.E., Gromov B.F. et al. The Problems of Structural Materials Corrosion in Lead-Bismuth Coolant. *Conference proceedings "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies"*. Obninsk, SSC RF – IPPE Publ., 1999, T.1, P 133–140.
2. Wang Y., Nastasi M. (eds.). *Handbook of Modern Ion Beam Materials Analysis*, 2nd edition, MRS, 2010.
3. Gurbich A., Molodtsov S. Application of IBA techniques to silicon profiling in protective oxide films on a steel surface. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, B 226 (2004) 637.

Результаты исследования начального этапа окисления аустенитной стали 12X18H10T в водяном паре

К. Д. Иванов, А. Ф. Гурбич, С.-А. С. Ниязов

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск
E-mail: sniyazov@ippe.ru

Ключевые слова: термодинамическая активность кислорода, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, аустенитная сталь, оксидные покрытия, жидкометаллическая коррозия, ускоренные ионные пучки, обратное резерфордское рассеяние, водяной пар, энергетический спектр частиц, спектрометрия.

Исследования процессов окисления сталей в различных газовых средах, помимо чисто научного интереса, имеют и важное практическое применение. В частности, применительно к сталям, используемым в реакторных установках с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ), такие процессы используются для предварительного формирования на их поверхностях защитных оксидных покрытий. Эти оксидные пленки предотвращают прямой контакт стали с теплоносителем, приводящий к развитию жидкометаллической коррозии этой стали [1].

Аустенитная 18% хромистая сталь 12X18H10T является одной из конструкционных сталей, используемых в реакторных установках с ТЖМТ в области относительно не высоких ($T \leq 350^\circ\text{C}$) температур. В испытательных стендах и экспериментальных установках температурная область использования этой стали значительно шире.

Исследование начального этапа развития окислительного процесса представляют значительные трудности в связи с предельно тонкими оксидными пленками, формирующимися в этот период. Поэтому для анализа результатов окисления был использован метод, основанный на применении ускоренных ионных пучков и спектрометрии обратного резерфордского рассеяния (ОРР) [2, 3]. При этом исследуемые образцы облучались ускоренными заряженными частицами с энергией порядка нескольких МэВ, а информацию об их составе получали из анализа энергетических спектров частиц, рассеянных в заднюю полусферу, аналогично тому, как это делалось, например, в работе [4].

Исследования окисляемости стали 12X18H10T в водяном паре проводились на лабораторной установке, в газовую систему которой подавался увлажненный аргон.

Образец стали 12X18H10T в виде пластины длиной 260 мм точечной лазерной сваркой крепился на штоке, который был выполнен в виде заваренной с одного конца трубы. Внутри штока размещалась перемещаемая термопара для измерения распределения температур по высоте образца. Температура поверхности образца в ходе эксперимента поддерживалась в пределах 620°C в нижней части образца и 350°C в верхней его части. Время экспозиции образца в этом режиме составляло ~ 3 часа. Внешний вид пластины со штоком после его оксидирования показан на рисунке 1.

После завершения эксперимента пластина разрезалась на отдельные образцы, которые анализировались с использованием указанной выше методики. Привязка этих образцов к температурным условиям осуществлялась путем измерений в ходе эксперимента распределения температур по высоте пластины подвижной термопарой.



Рис. 1. Внешний вид образца после его экспозиции в потоке увлажненного аргона

В качестве примера полученных результатов на рис. 2 в Арениусовых координатах представлены зависимости скорости окисления поверхностей (в виде логарифма накопленного количества кислорода, которое при постоянном времени окисления пропорционально скорости окисления) от температуры.

В целом полученные результаты подтвердили достаточно хорошую информативность использованной методики контроля начальной стадии окисления сталей.

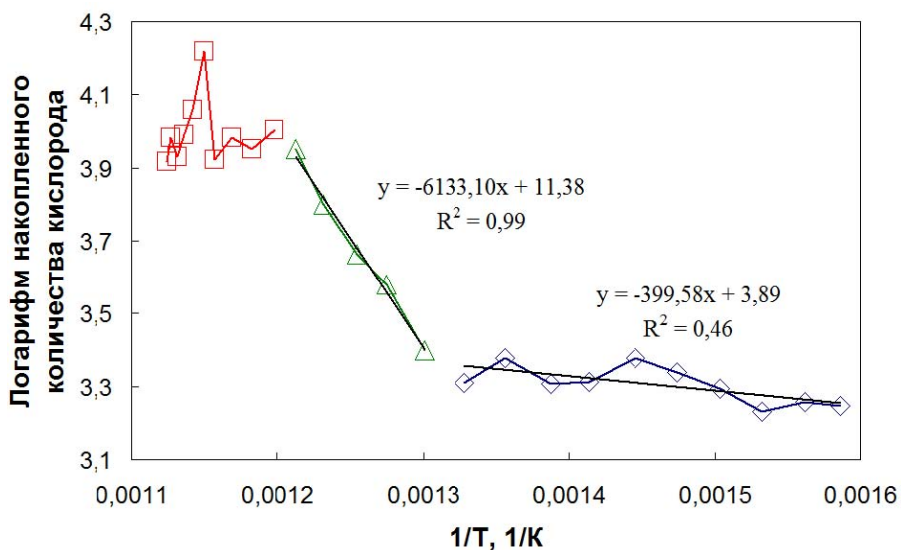


Рис. 2. Зависимость скорости окисления полированной поверхности стали от температуры её окисления

Литература

1. Ячменев Г.С., Русанов А.Е., Громов Б.Ф. и др. Проблемы коррозии конструкционных материалов в свинцово-висмутовом теплоносителе // Сб. д-дов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-1998), в 2-х т. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т. 1. – С. 136–145.
2. Шунатов Э.Т. Обратное рассеяние быстрых ионов. Ростов, Изд-во РГУ, 1988.
3. Chu W.K., Mayer J.M., Nicolet M.A., Backscattering spectrometry, New-York; Acad. Press. 1978.
4. Gurbich A., Molodtsov S. Application of IBA techniques to silicon profiling in protective oxide films on a steel surface. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. В 226 (2004).

5.1 Commissioning of the Liquid Lead Laboratory for Mechanical Testing at JRC Petten

Száráz Z.^{1,*}, Tuček K.¹, Novotný R.¹, Moilanen P.²

¹European Commission, Joint Research Centre, Directorate G – Nuclear Safety and Security, P.O. Box 2, 1755 ZG Petten, The Netherlands

²VTT Technical Research Centre of Finland, ESPOO

* E-mail: zoltan.szaraz@ec.europa.eu

Keywords: LILLA facility, liquid lead, lead-cooled fast reactors, structural materials, materials qualification, oxygen sensor, loading device, pneumatic bellow, SSRT test, liquid metal embrittlement.

The paper reports on commissioning of the new LILLA experimental facility for mechanical testing in liquid lead environment at Joint Research Centre (JRC) Petten, in Netherlands. The facility allows conducting qualification tests of candidate structural materials for future, Generation-IV lead-cooled fast reactors (LFR) at temperatures up to 650 °C. It is designed to perform mechanical tests with well-controllable parameters, in particular oxygen content in lead, test temperature, load and displacement/strain. Tests of the reliability of lead chemistry control systems and related components are also possible.

The LILLA facility consists of two cylindrical tanks made from AISI 316Ti steel, measuring tank and dump tank, and connecting piping to transport lead between the tanks as well as to deliver and extract gases to and from the facility, respectively. Surfaces in contact with molten lead are protected by aluminium coating using pack cementation technology.

Design parameters, integrated systems and components of the facility allow active oxygen control in liquid lead down to low oxygen concentrations ($< 10^{-8}$ wt.%) in the temperature range from ~380 °C to 650 °C. Chemistry-controlling gas can be injected to cover gas space as well as directly to liquid lead (below surface). To monitor the oxygen concentration in liquid lead, electrochemical oxygen sensors with platinum/air internal reference electrode are used in both tanks of the facility.

A new type of mechanical loading device based on pneumatic bellow system has been developed to perform mechanical tests in liquid lead using small-sized specimens. The loading frame is equipped with detachable sample holder which allows using different specimen types: (i) flat and round bar tensile; (ii) compact tension, C(T), and disc-shaped compact tension, DC(T) specimens; (iii) small punch disc; and (iv) cone mandrel ring. The loading devices have been manufactured and assembled at JRC Petten. The LILLA facility is constructed in such a way that four independent loading devices can be mounted on the lid of the measuring tank. Each test unit is driven by a pneumatic servo-controlled pressure circuit and can be controlled independently.

As a part of commissioning the functionality of the facility and all components and sensors was verified. It was demonstrated that the LILLA facility operates in accordance with the technical requirements. The different operation modes (lead melting, lead transfer, conditioning) have been tested. The oxygen control system and the loading devices have been integrated to the facility. During the first conditioning of the liquid lead oxygen concentrations below 10^{-8} wt. % were reached. First small strain rate tensile (SSRT) tests at elevated temperatures were carried out both in argon atmosphere and liquid lead environment. The preliminary results are reported in the paper.

The objective of the forthcoming work is to study the effect of heavy liquid metal (Pb) on the mechanical properties of candidate structural materials and welds for lead-cooled fast reactors, including liquid metal embrittlement (LME) phenomena.

Ввод в эксплуатацию Лаборатории жидкого свинца для механических испытаний в Объединенном исследовательском центре, Петтен

З. Сараз^{1,*}, К. Туцек¹, Р. Новотный¹, П. Мойланен²

¹ Европейская Комиссия, Объединенный исследовательский центр, Управление G – Ядерная безопасность, Р.О. Вох 2, 1755 ZG г. Петтен, Нидерланды

² Технический исследовательский центр Финляндии VTT, ESPOO

*E-mail: zoltan.szaraz@ec.europa.eu

Ключевые слова: стенд LILLA, жидкий свинец, быстрые реакторы со свинцовым теплоносителем, конструкционные материалы, аттестация материалов, датчик кислорода, нагрузочное устройство, пневматический сильфон, испытания SSRT, жидкометаллическое охрупчивание.

В докладе говорится о вводе в эксплуатацию нового экспериментального стенда LILLA для механических испытаний в среде жидкого свинца в Объединенном исследовательском центре (JRC) в Петтене, Нидерланды. Установка позволяет проводить квалификационные испытания потенциальных конструкционных материалов для будущих быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем (LFR) поколения IV при температурах до 650 °C. Он предназначен для проведения механических испытаний с хорошо контролируемыми параметрами, такими как содержание кислорода в свинце, температуры при проведении испытания, нагрузки и смещения/деформации. Также имеется возможность проведения испытаний на надежность систем химического контроля свинцового теплоносителя и соответствующих компонентов.

Установка LILLA состоит из двух цилиндрических баков, изготовленных из стали AISI 316Ti, мерного бака и сливного бака, а также соединительных трубопроводов для транспортировки свинца между баками и для подачи и отвода газов в установке, соответственно. Поверхности, контактирующие с расплавленным свинцом, защищены алюминиевым покрытием с использованием технологии пакетной цементации.

Проектные параметры, комплексные системы и компоненты установки позволяют контролировать активный кислород в жидком свинце до низких значений концентрации кислорода ($<10^{-8}$ мас.%) в диапазоне температур от ~ 380 до 650 °C. Газ для химического контроля можно вводить в объем защитного газа, а также непосредственно в жидкий свинец (ниже уровня поверхности). Для контроля концентрации кислорода в жидком свинце в обоих баках стенда используются электрохимические датчики кислорода с платиновым/воздушным внутренним электродом сравнения.

Разработан новый тип устройства для испытаний на механическую нагрузку на основе пневматической сильфонной системы для проведения механических испытаний в жидком свинце с использованием малоразмерных образцов. Нагрузочная рама оснащена съемным держателем образца, который позволяет использовать различные типы образцов: (i) плоские и круглого сечения образцы для испытаний прочности на разрыв; (ii) образцы для испытаний на сжатие, C(T), и испытаний на сжатие дисковых образцов, DC(T); (iii) диски с малой перфорацией; и (iv) конические кольцевые оправки. Нагрузочные устройства изготовлены и собраны в JRC, Петтен. Стенд LILLA сконструирован таким образом, что на крышке мерного бака можно установить четыре независимых нагрузочных устройства. Каждый испытательный блок приводится в действие пневматическим контуром давления с сервоприводом и может управляться в автономном режиме.

Во время ввода в эксплуатацию проверены функциональные возможности установки, включая все компоненты и датчики. Продемонстрирована способность стенда LILLA работать в соответствии с техническими требованиями. Протестированы различные режимы работы (плавление свинца, перенос свинца, кондиционирование). Система контроля содержания кислорода и нагрузочные устройства были интегрированы в установку. Во время первого кондиционирования жидкого свинца достигнуты концентрации кислорода ниже 10^{-8} мас. %. Первые испытания на растяжение при малой скорости деформации (SSRT) при повышенных температурах проводились как в атмосфере аргона, так и в среде жидкого свинца. Предварительные результаты представлены в докладе.

Целью предстоящей работы является изучение влияния тяжелого жидкого металла (Pb) на механические свойства потенциальных конструкционных материалов и сварных швов для быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем, включая явления жидко-металлического охрупчивания (LME).

5.2 Safe Controlled Storage of SVBR-100 Spent Nuclear Fuel in the Extended-Range Future

S. A. Grigoriev², A. V. Dedul², O. G. Komlev², I. V. Tormyshev¹, G. I. Toshinsky^{1,2*}

¹JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk, Russia

²JSC "AKME-Engineering", Moscow, Russia

* E-mail: toshinsky@ippe.ru

Keywords: spent nuclear fuel, controlled storage, lead-bismuth coolant, safety barriers, radioactive waste.

At present, there are three approaches used to find the solution to handling of the spent nuclear fuel (SNF), namely: 1) the SNF is considered as the nuclear power (NP) radioactive waste that must be finally buried; 2) controlled storage of SNF in plant or central repositories that now is realized almost in all countries; 3) reprocessing of the SNF upon closing of the nuclear fuel cycle (NFC) that is a task for realization in future. At present it is not easy to determine the time when reprocessing of the SNF with recycling of plutonium and MA, separation of fission products and their final isolation are becoming economically expedient. It can be expected that duration of the SNF storage time prior to its engagement into the closed NFC will be dozens of years. Therefore, enhancement of safety of SNF storage, including safety of reactors SVBR-100 is an issue of current importance.

Experience of operating reactor facilities (RF) with lead-bismuth coolant (LBC) has revealed that it is possible to perform safe and prompt refueling if the whole core is replaced with use of the special refueling equipment kit. However, in contrast to the RFs of nuclear submarines (NS), in which the residual heat decay was low when unloading was performed, for RF SVBR-100 in a month from the moment of reactor shutdown the residual heat decay upon unloading is about 500 kW. For that reason, it is necessary to place the spent removable unit (SRU) with spent fuel subassemblies (SFSA) into the temporal storage tank (TST) filled with liquid LBC, in which there are conditions for LBC natural circulation (NC) and removal of heat via the tank casing to the water cooling system.

In a year of cooling the heat decay is reduced to 170 kW. That makes possible extracting of the TST together with SRU out of the shaft and install it in the in-plant transport-package container (ITPC), where further cooling of the SRU is realized till complete solidification of LBC in the TST. That will take approximately ten (10) years. TST cooling in the ITPC is realized by natural circulation of atmospheric air.

After the residual heat decay has been decreased to the level that makes possible transportation of the TST with SRU in the transport-package container (TPC) without taking of special measures on organizing of heat removal and meeting of the railway requirements, it is proposed to consider the following variant of transportation. The TPCs are transported to the special site, where after the SRUs have been reloaded into the long storage tank (LST) filled with quickly solidifying liquid lead, the TPCs can be stored during the necessary period (on ten years of cooling the residual heat decay is about 25 kW and can be easily removed by NC of the atmospheric air under the LST wall temperature being not more than 200 °C). Thus, the controlled storage of LSTs is realized during several decades till the time when reprocessing of the SNF and closing of the NFC are becoming economically expedient. On that storage, the four safety barriers are formed on the way of release of radioactive products into the environment, namely: fuel matrix, fuel element cladding, solid lead and steel casing of the LST. In addition to reduction of the cost, replacement of LBC by lead is providing more reliable protection of SRUs against extremal external effects due to the higher temperature of lead solidifying (327 °C). The additional shielding is a reinforced concrete hood (RCH), which walls are of a required thickness, that covers each LST.

Upon the density of SNF storage being 0.5 tons of heavy metal per square meter, on the test site, which square is 200×200 m, for safe controlled storage it is possible to place 13000 tons of the SNF from reactors SVBR-100 (about 1500 LSTs with spent removable parts (SRP)). That corresponds to approximately 10 GWe of total capacity of 100 year operating NPPs with reactors SVBR-100.

References

1. Novikova N.N. Komlev O.G., Toshinsky G.I. Neutronic and Physical Characteristics of Reactor SVBR-75/100 with Different Types of Fuel. *Proceedings of ICAPP'06*. Reno, NV USA, June 4-8, 2006. Paper No. 6355 (CD-ROM); (see in book by G. Toshinskii, "Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)", LAMBERT Academic Publ.).
2. Zrodnikov A.V. Chitaykin V.I., Toshinsky G.I. et al. NPPs Based on Reactor Modules SVBR-75/100 *Atomnaya Energiya*, 2001, vol. 91, is. 6, pp. 415-425.
3. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G. et al. Fuel cycle for reactor SVBR-100. *Journal of Materials Science and Engineering B* 1, 2011, December 25, pp. 929-937; (see in book by G. Toshinskii, "Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers)", LAMBERT Academic Publ.).
4. Report of Phase 1A of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). *Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*. IAEA-TECDOC-1362, 2003.
5. Yanberg K., fon Hippel F. Dry Interim Container Storage of SNF as an Alternative to its Reprocessing. *Atomnaya Strategiya*, 2017, May.
6. Yucca Mountain Science and Engineering Report, Rev. 1: Executive Summary. U.S. Department of Energy. DOE/RW-0539-1, 2002, February. Available at: http://www.ymp.gov/documents/ser_b/
7. MIT Report of the Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study, 2011. ISBN 978-0-9828008-4-3. Available at: <https://energy.mit.edu/wp.../2011/04/MITEI-The-Future-of-the-Nuclear-Fuel-Cycle.pdf>
8. MIT Report of the Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study, 2003. ISBN 0-615-12420-8. Available at: web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-full.pdf
9. Nuclear Electricity. Uranium Information Center, 2000, 6th edition, Chapter 3. Available at: www.uic.com.au/ne3.htm
10. Uranium 2007: Resources, Production and Demand. Red Book Reporting. A Joint Report by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency, NEA No. 6345, 2008. Available at: www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2008/6345-uranium-2007.pdf
11. Sazonov V.K., Toshinsky G.I., Stepanov V.S. et al. Technology and Experience of Repair Works and Refuelings for the Nuclear Power Installations with Lead-Bismuth Coolant. *Proc. of 1st Conf. "Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies" (HLMC-98)*. Obninsk, SSC RF-IPPE

Publ., 1998, vol. 2, pp. 559-605; (see in book by G. Toshinskii, *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors* (Collection of Selected Articles and Papers), LAMBERT Academic Publ.).

Безопасное контролируемое хранение ОЯТ СВБР-100 в среднесрочной перспективе

**С. А. Григорьев², А. В. Дедуль², О. Г. Комлев²,
И. В. Тормышев¹, Г. И. Тошинский^{1,2}**

¹АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск,

²АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва,

E-mail: toshinsky@ippe.ru

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, контролируемое хранение, свинцово-висмутовый теплоноситель, барьеры безопасности, радиоактивные отходы.

В настоящее время существуют три подхода к решению проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). 1) ОЯТ – радиоактивный отход ядерной энергетики (ЯЭ), подлежащий окончательному захоронению; 2) Контролируемое хранение ОЯТ в пристанционных или централизованных хранилищах, которое сегодня реализуется практически во всех странах; 3) Переработка ОЯТ при замыкании ядерного топливного цикла (ЯТЦ), что является делом будущего. В настоящее время трудно определить период времени, когда переработка ОЯТ с рециклированием плутония и МА, выделением продуктов деления и их окончательной изоляцией станет экономически целесообразной. Можно ожидать, что продолжительность периода хранения ОЯТ до начала вовлечения в замкнутый ЯТЦ может составить десятки лет. Поэтому повышение безопасности хранения ОЯТ, в том числе, и реакторов СВБР-100 представляется актуальным.

Опыт эксплуатации реакторных установок (РУ) со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ) показал, что перегрузка топлива может быть проведена безопасно и в сжатые сроки, если заменять активную зону целиком при использовании комплекта специального перегрузочного оборудования. Однако, в отличие от РУ атомных подводных лодок (АПЛ), где остаточное тепловыделение на период выгрузки было небольшим, для РУ СВБР-100 остаточное тепловыделение на момент выгрузки через месяц после остановки реактора составляет около 500 кВт. Это требует размещения отработавшего блока выемного (ОБВ), в котором находятся отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС), в бак временного хранения (БВХ), заполненный жидким СВТ, в котором созданы условия естественной циркуляции (ЕЦ) и отвода тепла через корпус бака в систему водяного охлаждения.

Через один год выдержки остаточное тепловыделение снижается до 170 кВт, что позволяет извлечь БВХ вместе с ОБВ из шахты и установить его во внутристанционный транспортно-упаковочный контейнер (ВТУК), в котором осуществляется дальнейшее расхолаживание ОБВ до полного затвердевания СВТ в БВХ. Это происходит примерно через 10 лет. Охлаждение БВХ во ВТУКе осуществляется атмосферным воздухом при его естественной циркуляции.

После снижения остаточного тепловыделения до уровня, допускающего транспортировку БВХ с ОБВ в транспортно-упаковочном контейнере (ТУКе) без принятия специальных мер по организации теплоотвода и при удовлетворении требований железной дороги, предлагается рассмотреть следующий вариант транспортировки. ТУКи транспортируются на специальный полигон, где после перегрузки ОБВ в баки длительного хранения (БДХ), заполненные быстро затвердевающим жидким свинцом (остаточное тепловыделение через десять лет выдержки составляет около 25 кВт и легко отводится за счёт ЕЦ атмосферного воздуха при температуре стенки БДХ, не превышающей

200 °С) могут храниться требуемое время. Таким способом может осуществляться контролируемое хранение БДХ в течение нескольких десятилетий до периода времени, когда переработка ОЯТ и замыкание ЯТЦ станут экономически целесообразными. При таком хранении формируются четыре барьера безопасности на пути выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду: топливная матрица, оболочка твэла, твердый свинец и стальной корпус БДХ. Замена СВТ на свинец, кроме снижения стоимости, обеспечивает более надежную защиту ОБВ от экстремальных внешних воздействий в связи с более высокой температурой затвердевания свинца 327 °С. Дополнительной защитой служит железобетонный колпак (ЖБК) с необходимой толщиной стенок, которым закрывается каждый БДХ.

На полигоне площадью 200×200 м при плотности хранения ОЯТ 0,5 тонны тяжелого металла на квадратный метр может быть размещено для безопасного контролируемого хранения 13000 тонн ОЯТ СВБР-100 (около 1500 БДХ с ОБЧ), что соответствует суммарной мощности АС СВБР-100 около 10 ГВт-э, работающих 100 лет. Такой способ обращения с ОЯТ рекомендуется проработать для реакторов СВБР-100.

Литература

1. Novikova N.N., Komlev O.G., Toshinsky G.I. Neutronic and Physical Characteristics of Reactor SVBR-75/100 with Different Types of Fuel // Proceedings of ICAPP'06. – Reno, NV USA, June 4-8 2006. — Paper No. 6355. CD-ROM; see in book by G. Toshinskii, Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers), LAMBERT Academic Publ.).
2. Зродников А.В., Читайкин В.И., Тошинский Г.И. и др. АЭС на основе реакторных модулей СВБР-75/100 // Атомная энергия. — 2001. — Том 91, вып. 6. — С. 415-425.
3. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G. et al. Fuel cycle for reactor SVBR-100 // Materials Science and Engineering B 1. — 2011, December 25. — P. 929-937; в кн. G. Toshinskii, Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers), LAMBERT Academic Publ.
4. Report of Phase 1A of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) // Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. — IAEA-TECDOC-1362, 2003.
5. Янберг К., фон Хиппель Ф. «Сухое» промежуточное контейнерное хранение ОЯТ как альтернатива его переработке // Атомная стратегия. — 2017, май.
6. Yucca Mountain Science and Engineering Report, Rev. 1 : Executive Summary. — U.S. Department of Energy. DOE/RW-0539-1. — 2002, February. URL: http://www.ymp.gov/documents/ser_b/
7. MIT Report of the Future of the Nuclear Fuel Cycle // An Interdisciplinary MIT Study. — 2011. — ISBN 978-0-9828008-4-3. — URL: <https://energy.mit.edu/wp.../2011/04/MITEI-The-Future-of-the-Nuclear-Fuel-Cycle.pdf>
8. MIT Report of the Future of Nuclear Power // An Interdisciplinary MIT Study. — 2003. — ISBN 0-615-12420-8. — URL: web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-full.pdf
9. Nuclear Electricity / Uranium Information Center. — 2000. — 6th edition. — Chapter 3. — URL: www.uic.com.au/ne3.htm
10. Uranium 2007: Resources, Production and Demand. Red Book Reporting / A Joint Report by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. — 2008. — NEA No. 6345 — URL: www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2008/6345-uranium-2007.pdf
11. Сазонов В.К., Тошинский Г.И., Тихоненко В.Б., Степанов В.С. и др. Технология и опыт ремонтных работ и перегрузок топлива на ядерных энергетических установках с теплоносителем свинец-висмут // Труды 1-й конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-98)». В 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 1999. — Том 2. — С. 643-649; в кн. G. Toshinskii, Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors (Collection of Selected Articles and Papers), LAMBERT Academic Publ.

5.3 The Main Results of the Design Limits Justification for the SVBR-100 Reactor Fuel Rod Cladding Material

Petrochenko V. V., Grigoriev S. A., Dedul A. V., Komlev O. G., Kondaurov A. V.

JSC "AKME-engineering", Moscow, Russia

E-mail: A.Dedul@svbr.org

Основные результаты обоснования проектных пределов для материала оболочек твэлов РУ СВБР-100

В. В. Петроченко, С. А. Григорьев, А. В. Дедуль, О. Г. Комлев, А. В. Кондауров

АО «АКМЭ-инжиниринг», г. Москва

E-mail: A.Dedul@svbr.org

5.4 Progress in LBE Coolant Chemistry Technology Towards Realization of MYRRHA

Lim J.*, Gladinez K., Marino A., Prieto B. G., Rosseel K., Aerts A.

Belgian Nuclear Research Centre (SCK • CEN), Mol, Belgium

*E-mail: jlim@sckcen.be

Keywords : MYRRHA, LBE, oxygen, corrosion products, purification, Polonium.

The Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications (MYRRHA), is a research facility that will be the first prototype in the world of an accelerator driven system (ADS). In the course of the pre-licensing of MYRRHA, an extensive R&D program on LBE coolant chemistry has been conducted. We focus our R&D efforts on; 1) oxygen control and monitoring, 2) chemistry of corrosion products and their purification and 3) evaporation and immobilization of hazard radionuclides from LBE. This paper aims at giving an overview of our latest progress in understanding and managing LBE coolant chemistry.

The purpose of oxygen control is to prevent the oxidation of the coolant and to provide optimal chemical condition under which corrosion of fuel cladding and structural steels is slowed down. We developed robust and reliable oxygen sensors in a wide temperature range down to 200 °C. Various oxygen reduction and addition systems such as electrochemical oxygen pumps, PbO mass exchanger, hydrogen bubbling system as well as a cold trap have been designed and tested in various LBE experimental facilities. Moreover, a comprehensive study on PbO nucleation, growth, transport, deposition and re-dissolution process in LBE has been conducted.

Corrosion products such as Fe, Cr and Ni released from fuel cladding and structural steels are expected to be a major impurity in the coolant of MYRRHA in amounts that can potentially cause blockages of narrow flow paths inside the primary system, or reduce heat transfer. The generation of corrosion products, their transport and their interaction with dissolved oxygen has been studied theoretically and experimentally. The Fe-Cr-Ni-O equilibrium reaction in liquid LBE was characterized, which allows quantification of phenomena that are important for long-term operation of MYRRHA. The equilibrium chemistry of impurities has been recently implemented in CFD codes, allowing 3D simulations of chemical phenomena in MYRRHA. Based on that, coolant purification strategy for MYRRHA was established.

Among the most hazardous radionuclides generated by neutron capture and spallation reactions within the LBE, the radiotoxic and volatile elements mercury and polonium are of particular concern. Therefore, a large experimental program has been devoted to accurately

understand the evaporation and capture of these elements from LBE in normal and accidental scenarios of MYRRHA. While the release and trapping of mercury are well understood, the release behavior of polonium below 400 °C is more complex than anticipated from its behavior at higher temperatures. It was found that at these low temperatures two characteristics control the release behavior of polonium: the oxygen content in the LBE and the carrier gas composition. Based on these findings more detailed and controlled evaporation experiments have been performed.

Развитие технологий в области химии теплоносителя на основе свинцово-висмутного сплава для реализации проекта MYRRHA

Цз. Лим*, К. Гладинез, А. Марино, Б. Г. Прието, К. Россил, А. Аэртс

Центр ядерных исследований Бельгии (SCK • CEN), Мол, Бельгия

**E-mail: jlim@sckcen.be*

Ключевые слова: MYRRHA, LBE, кислород, продукты коррозии, очистка, полоний.

Многоцелевой гибридный исследовательский реактор для применения в области высоких технологий (MYRRHA) представляет собой исследовательский комплекс, который явится первым в мире прототипом ускорительно-управляемой системы (ADS). На предпроектном этапе в рамках проекта MYRRHA, была выполнена обширная научно-исследовательская программа в области химии свинцово-висмутного теплоносителя LBE. Мы направляем наши усилия на проведение НИОКР в следующих областях; 1) контроль и мониторинг кислорода, 2) исследование химического состава продуктов коррозии и их очистка и 3) испарение и иммобилизация опасных радионуклидов из LBE. Цель настоящего доклада представить обзор наших последних достижений в понимании и управлении химией теплоносителя на основе LBE.

Целью контроля кислорода является предотвращение окисления теплоносителя и обеспечение оптимального химического режима, при котором замедляется коррозия оболочки тепловыделяющего элемента и конструкционных сталей. Мы разработали прочные и надежные датчики кислорода в широком диапазоне температур до 200 °C. В различных экспериментальных установках для исследования LBE были спроектированы и испытаны различные системы восстановления и присоединения кислорода, такие как электрохимические кислородные насосы, массообменник PbO, система барботирования водородом, а также холодная ловушка. Более того, проведено всестороннее исследование процессов зарождения, роста, переноса, и повторного растворения PbO в LBE.

Ожидается, что продукты коррозии, такие как Fe, Cr и Ni, выделяемые из оболочки ТВЭЛов и конструкционных сталей, станут основной примесью в теплоносителе реактора MYRRHA в количествах, которые могут потенциально вызвать блокировку узкой проточной части внутри первого контура, или снижат теплопередачу. Теоретически и экспериментально исследовано образование продуктов коррозии, их перенос и их взаимодействие с растворенным кислородом. Охарактеризована равновесная реакция Fe-Cr-Ni-O в жидком LBE, которая позволяет количественно определять явления, важные для длительного срока эксплуатации реактора MYRRHA. Химия равновесных процессов в области примесей недавно реализована в CFD-кодах, что позволило провести 3D-моделирование химических явлений в MYRRHA. Исходя из этого, была установлена стратегия очистки теплоносителя для MYRRHA.

Среди наиболее опасных радионуклидов, образующихся в результате реакций захвата нейтронов и скалывания в LBE, особую озабоченность вызывают радиотоксичные и летучие элементы ртуть и полоний. Поэтому большая экспериментальная про-

грамма была посвящена точному пониманию процессов испарения и захвата этих элементов из LBE в нормальных и аварийных сценариях для MYRRHA. Хотя выделение и улавливание ртути хорошо изучены, свойства выделения полония ниже 400 °C являются более сложными, чем это ожидалось на основании его поведения при более высоких температурах. Установлено, что при этих низких температурах две характеристики контролируют режим выделения полония: содержание кислорода в LBE и состав газаносителя. На основе этих результатов проведены более детальные и регулируемые эксперименты по испарению.

5.5 Laser Separation of Lead Isotopes by Means of Selective Photochemical Reactions for Nuclear-Energy Facilities of the Next Generation

Bortniansky A. L., Demidov V. L., Motovilov S. A., Podtykan F. P., Yudin A. M.

*Joint Stock Company "D.V. Efremova Institute of Electrophysical Apparatus" (JSC "NIEFA"),
3, Doroga na Metallostroy, Metallostroy, St. Petersburg, 196641, Russia
Telephone: +7 (812) 464-89-63, fax: +7 (812) 464-79-79, <http://www.niefa.spb.su>*

Presently, the development of nuclear power engineering in the world is connected to the development and creation of perspective power reactor facilities (PRF) on fast neutrons. Among them there are power fast-neutron reactors (FR), special reactors with hard neutron spectrum for transuranium burning out and undercritical nuclear-power facilities (ADS).

In the PRF it is supposed to use heavy metal coolant and a proton converter into neutrons, namely, lead or lead-bismuth.

Despite of low activation of lead in comparison with other coolants, its long-time irradiation in PRF neutron spectrum results in accumulation of extremely dangerous alpha and gamma radionuclides, including polonium Po-210 and bismuth Bi-207. Its generation in the coolant is connected to the large contents (52.3 %) of lead isotope Pb-208 in natural lead. The computation of the applicant shows, that coolant, highly enriched with lead isotope Pb-206 (95–96 %), accumulates much less (in 103–104 times) radionuclides of polonium and bismuth, as against natural lead. In this connection in the project the new capabilities of lead isotope separation are evaluated with the purpose to obtain significant amounts (hundred tons) isotopes of lead-206 and lead-208 with reasonable for PRF price. Thus, lead-206 will be used as low-activated coolant and converter for FR and ADS, and wasted lead-208 – as low decelerating coolant in special burners for transuranium elements.

Lead isotopes, presently produced in small amount for investigations and medicine by diffusion and centrifuge facilities, are very expensive. In the project the method of selective laser photochemistry was proposed for the first time and is under investigation.

The fulfilled cost evaluation shows at the possibility of lead isotope production on industrial scale at its prime cost of about 200 \$/kg and even less, which is quite reasonable price for the nuclear industry.

The paper presents the results of calculations demonstrating the possibility of creating an isotope-modified lead by means of selective photochemical reactions using laser radiation. A theoretical analysis of the processes in the zone of excitation of the separator module of the installation was carried out. The scheme of organization of the technological process is proposed. The technical requirements for laser and separator modules have been determined. The analysis of modern achievements in the field of creation of tunable narrow-band lasers is carried out. A new, highly effective scheme for the formation of laser radiation is proposed. The kinetics of the processes in the excitation zone was studied. In order to effectively use the evaporated material and laser radiation in the separation block, it is proposed to use a "laser

radiation trap", which is a toroidal resonator that forms two side walls of the excitation chamber with its mirrors.

Based on the results of the analysis, a preliminary design of an experimental plant for the separation of lead isotopes with a productivity of 150 kg per year with a 95% enrichment of lead isotopes Pb-206 was developed and an economic evaluation of the industrial production of isotopically modified lead was made to use it as a coolant in fast neutron power plants.

Лазерное разделения изотопов свинца посредством селективных фотохимических реакций для ядерно-энергетических установок следующего поколения

А. Л. Бортнянский, В. Л. Демидов, С. А. Мотовилов, Ф. П. Подтыкан, А. М. Юдин

АО Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры

им. Д.В. Ефремова (АО «НИИЭФА»),

196641, Санкт-Петербург, Металлострой, дорога на Металлострой, д.3,

E-mail: yudin@mit.niefa.spb.su, тел/факс. (812) 464-51-77

Развитие атомной энергетики в мире связывается с разработкой и созданием перспективных ядерно-энергетических установок (ЯЭУ), использующих быстрые нейтроны. К ним относятся: энергетические быстрые реакторы (БР), специальные реакторы с жестким спектром нейтронов для выжигания трансуранов и подкритические электро-ядерные установки (ЭЛЯУ).

Во всех ЯЭУ предполагается использовать тяжелый металлический теплоноситель и конвертор протонов в нейтроны, а именно свинец или свинец-висмут.

Несмотря на малую активацию свинца по сравнению с другими теплоносителями, его длительное облучение в спектре ЯЭУ приводит к наработке чрезвычайно опасных альфа и гамма радионуклидов, в том числе полония Po-210 и висмута Bi-207. Их генерация в теплоносителе связана с большим содержанием (52,3%) изотопа свинца Pb-208 в природном свинце. Предварительными расчетами показано, что теплоноситель, высокообогащенный по изотопу Pb-206 (95–99%), набирает значительно меньше (в 103-104 раза) радионуклидов полония и висмута, нежели природный свинец. В связи с этим рассматриваются новые возможности разделения изотопов свинца с целью получения значительных количеств (сотни тонн) изотопов свинца Pb-206 и Pb-208 по приемлемой для ЯЭУ стоимости. При этом Pb-206 будет использоваться как «малоактивируемый» теплоноситель и конвертор для БР и ADS, обладающий большими преимуществами с точки зрения его захоронения после облучения, а Pb-208 дает высокий нейтронный выход при облучении его протонами, являясь предпочтительным для его использования в нейтронном источнике для спалляционных мишеней и как «слабозамедляющий» теплоноситель в специальных немногочисленных выжигателях трансуранов.

В настоящее время изотопы свинца, производящиеся в небольших количествах для исследований и медицины на диффузионных и центрифужных разделительных установках, очень дороги. В проекте впервые предлагается использовать лазерный метод селективной фотохимии для разделения изотопов свинца.

Оценка стоимости промышленного разделения свинца лазерным фотохимическим методом приводит к цене не более 200 \$/кг, что является приемлемым для использования в перспективных ЯЭУ.

В работе представлены результаты расчётов, демонстрирующих возможность создания производства изотопически модифицированного свинца посредством селективных фотохимических реакций с использованием лазерного излучения. Проведен теоретический анализ процессов в зоне возбуждения сепараторного модуля установки. Пред-

ложена схема организации технологического процесса. Определены технические требования к лазерному и сепараторному модулям. Проведен анализ современных достижений в области создания перестраиваемых узкополосных лазеров. Предложена новая, высокоэффективная схема формирования лазерного излучения. Исследована кинетика процессов в зоне возбуждения. В целях эффективного использования испаренного материала и лазерного излучения в разделительном блоке предложено использовать «ловушку лазерного излучения», представляющую собой торроидальный резонатор образующий своими зеркалами две боковые стенки камеры возбуждения.

По результатам проведенного анализа, был разработан эскизный проект экспериментальной установки для разделения изотопов свинца с производительностью 150 кг в год с 95% обогащением по изотопу свинца Pb-206 и сделана экономическая оценка промышленного производства изотопически модифицированного свинца с целью применения его в качестве теплоносителя в энергетических установках на быстрых нейтронах.

5.6 The Effect of Gas Bubbles on the Erosion of Steel in Lead

Alekseev V. V.¹, Orlova E. A.²

¹ JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk

² IATE MEPhI, Obninsk

E-mail: alexeev@ippe.ru

Keywords: lead-based coolants, erosion, corrosion, gas bubbles, cavitation, oxide, steel, temperature, velocity, pressure.

The erosion of the steel surface in lead-based coolants is a powerful factor that initiates corrosion of the structural material. In the conditions of cavitation effect of gas bubbles on the oxide coating, breaches of its integrity can be created, as a result of which an intensive influence of lead on steel occurs on the "bare" areas. This leads to a multiple increase in the rate of corrosion. The regularities of erosive action of lead or its alloys on structural materials have not been sufficiently studied. In the experiments of different authors, differing data of flow rates of lead or lead-bismuth, to cause the erosion of steel, were obtained. In general, this phenomenon is a combination of a number of simultaneously occurring thermohydraulic and physicochemical processes. The authors carried out experimental studies and calculated estimates to clarify the effect of gas bubbles on the erosion of steel in lead.

Experiments have been carried out to study the erosion of EP823 steel in a facility with rotating cylinder under isothermal conditions at lead melt temperatures of 650, 600, 550 °C and the unit of thermodynamic activity of oxygen. On the rotating cylinder the specimens with a round protrusion were located. The regimes of flow were studied under which there was erosion of steel behind the protrusion. Rotation of the samples was carried out at 900, 1200 and 1500 rpm, the duration of each experiment was 10 hours.

The dependence of the area of erosion damage of the surface on the depth of immersion of the sample in lead and temperature is observed. At 650 °C the greatest erosion damage took place, at 600 °C — a weak erosion damage and at 550 °C there is practically no erosion.

Numerical solutions of the known differential equation [1] of motion of the bubble wall in lead are obtained.

A comparison is made of the pressure developed when the lead jets are completely braked and the pressure of the hydraulic shock during the destruction of the gas bubble. As follows from these estimates, the main contribution to an effect of cavitation in lead is made by the hydraulic shock pressure (by about three orders of magnitude higher).

Parametric calculations for different rates of pressure change in lead ($dP/d\tau$) showed that the erosion-dangerous mechanical stress on the wall (units and more MPa) from the impact of jets when bubbles breaks occurs at $(dP/d\tau) > 10^8$ Pa/s for bubbles with a starting radius of 20–40 μm and at $(dP/d\tau) > 5 \cdot 10^7$ Pa/s for bubbles with a starting radius of 50–80 μm . A significant increase in the impact pressure of cavitation jets (tens of MPa) with increasing bubble size occurs from a bubble radius of 40 μm .

An equation was obtained on the basis of experimental data for estimating the concentration of bubbles in lead of the rotating disc installation. Estimates of the size of gas bubbles formed when the cylinder rotates in a lead are performed. A model is proposed for the distribution of the bubble concentration in lead in the height of the crucible. It is shown that the areas of erosion damage of the samples (in relative units) in the conducted experiments correspond to the calculated values for the distribution of the bubble concentration along the height of the crucible. The value of the coefficient of turbulent diffusion of bubbles in lead is taken according to [2] $D = 6 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$. The rate of bubble ascent was estimated using the Todes-Rosenbaum formula [3].

The following mechanism of cavitation is assumed. When flowing over bodies with a sufficiently large curvature, the pressure drop leads to a extending of the gas, which may be sufficient to cause cavitation. In this case, the liquid detaches from the wall, and between it and the wall is formed a bubble-filled cavern located in the region of the minimum pressure. In places where the associated cavity begins, a large number of rapidly growing cavitation bubbles is continuously transferred. They are transported along the attached cavern to its downstream end. These bubbles, entering the area with increased fluid pressure, are destroyed. The cavern itself can be carried with a certain frequency by the coolant flow, each time growing again to the maximum value.

Since the characteristic feature of steel as a structural material in a lead coolant is the presence of a protective coating on its surface, the erosion of the material in this case will be determined by the strength and other physicochemical properties of the coating. This is explained by the fact that after the coolant is able to break the integrity of the coating due to the erosion mechanism, the bulk material (steel) enters into the reaction of interaction.

References

1. Murch K.A. *Erosion*. Ed. K. Pris. Moscow, Mir Publ., 1982.
2. Brounshtein B.I., Schegolev V.V. *Hydrodynamics, mass transfer and heat exchange in column apparatuses*. Leningrad, Chemistry Publ., 1988.
3. Kurganov A.M., Fedorov N.F. *Handbook on hydraulic calculations of water supply and sewerage systems*. Leningrad, Stroizdat Publ., 1978.

Влияние пузырьков газа на эрозию стали в свинце

В. В. Алексеев ¹, Е. А. Орлова ²

¹ АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

² ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

E-mail: alexeev@ippe.ru

Ключевые слова: теплоносители на основе свинца, эрозия, коррозия, пузырьки газа, кавитация, оксид, сталь, температура, скорость, давление.

Эрозия поверхности стали в теплоносителях на основе свинца является мощным фактором, инициирующим коррозию конструкционного материала. В условиях кавитационного воздействия пузырьков газа на оксидное покрытие могут создаваться нарушения его целостности, в результате чего на «оголенных» участках происходит интен-

сивное воздействие свинца на сталь. Это приводит к многократному увеличению скорости коррозии. Закономерности эрозионного воздействия свинца или его сплавов на конструкционные материалы недостаточно изучены. В экспериментах различных авторов получены отличающиеся данные по скоростям потока свинца или свинца-висмута, приводящим к эрозии стали. В целом это явление представляет собой совокупность ряда одновременно протекающих термогидравлических и физико-химических процессов. Авторами выполнены экспериментальные исследования и расчетные оценки для уточнения эффекта влияния пузырьков газа на эрозию стали в свинце.

Выполнены эксперименты по исследованию эрозии стали ЭП823 на установке с вращающимся в свинце цилиндром в изотермических условиях при температурах расплава свинца 650, 600 и 550 °С и уровне единичной термодинамической активности кислорода. Исследовались режимы обтекания образцов с выступом, при которых имела место эрозия стали за выступом. Вращение образцов осуществлялось на скорости 900, 1200 и 1500 об/мин, продолжительность каждого опыта — 10 ч.

Отмечается зависимость площади эрозионного повреждения поверхности от глубины погружения образца в свинец и температуры. При 650 °С имело место наибольшее эрозионное повреждение, при 600 °С — слабое эрозионное повреждение, а при 550 °С эрозия практически отсутствует.

Получены численные решения известного [1] дифференциального уравнения движения стенки пузырька в свинце.

Выполнено сравнение давления, развиваемого при полном торможении струй свинца, и давления гидроудара в ходе разрушения газового пузыря. Как следует из этих оценок, основной вклад в силовое воздействие кавитации на поверхность в свинце вносит давление гидроудара (примерно на три порядка выше).

Параметрические расчеты для различных скоростей изменения давления в свинце (dP/dt) показали, что эрозионно-опасное механическое напряжение на стенке (единицы и более МПа) от удара струй при разрушении пузырьков возникает при $dP/dt > 10^8$ Па/с для пузырьков с исходным радиусом 20–40 мкм и $dP/dt > 5 \cdot 10^7$ Па/с для пузырьков с исходным радиусом 50–80 мкм. Существенный рост давления удара кавитационных струй свинца (десятки МПа) при увеличении размера пузырьков имеет место, начиная с радиуса пузырька 40 мкм.

Получено выражение для оценки концентрации пузырьков в свинце на основании экспериментальных данных. Выполнены оценки размера пузырьков газа, образующихся при вращении цилиндра в тигле со свинцом на установке с вращающимся диском. Предложена модель для распределения концентрации пузырьков в свинце по высоте тигля. Показано, что площади эрозионного повреждения образцов (в относительных единицах) в проведенных экспериментах соответствуют расчетным значениям для распределения концентрации пузырьков по высоте столба свинца в тигле. Значение коэффициента турбулентной диффузии пузырьков в свинце принято согласно [2] $D = 6 \cdot 10^{-5}$ м²/с. Скорость всплытия пузырьков оценивалась по формуле Тодеса и Розенбаума [3].

Предполагается следующий механизм кавитации. При обтекании жидкостью тел с достаточно большой кривизной падение давления приводит к растяжению газа, которое может быть достаточным для возникновения кавитации. В этом случае жидкость отрывается от стенки, и между ней и стенкой образуется заполненная пузырьками присоединенная каверна, расположенная в области минимума давления. В местах, где начинается присоединенная каверна, непрерывно переносится большое число быстро растущих кавитационных пузырьков. Они транспортируются вдоль присоединенной каверны к ее нижнему по потоку концу. Эти пузырьки, поступая в области с повышенным дав-

лением жидкости, разрушаются. Сама каверна может с определенной частотой сноситься потоком теплоносителя, каждый раз вырастая снова до максимальной величины.

Поскольку характерной особенностью стали, как конструкционного материала, в свинцовом теплоносителе является наличие на ее поверхности защитного покрытия, эрозия материала в этом случае будет определяться прочностными и другими физико-химическими свойствами покрытия. Это объясняется тем, что после того как теплоносителю удастся нарушить целостность покрытия за счет эрозионного механизма, в реакцию взаимодействия вступает основной материал (сталь), который интенсивно растворяется в свинце.

Литература

1. Мёрч К.А. Эрозия. Под ред. К. Прис. – М.: Мир, 1982.
2. Броунштейн Б.И., Щеголев В.В. Гидродинамика, массообмен и теплообмен в колонных аппаратах. – Л.: Химия, 1988.
3. Курганов А.М., Федоров Н.Ф. Справочник по гидравлическим расчетам систем водоснабжения и канализации. – Л.: Стройиздат, 1978.

5.7 Heavy Liquid Metal Coolant Flow Measurement

Kebadze B. V., Lagutin A. A., Shurupov V. A., Generalov E. V., Fomin A. N.

JSC "SSC RF - IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: vshurupov@ippe.ru

Keywords: heavy liquid metal coolant (HLMC), non-contact correlation flow meter (NCCF), metrological certification, physical modeling, calibration facility.

To measure the HLMC flow on the small stands flow meters of various types are applied, in particular electromagnetic flow meters (EMF) with permanent magnets. Taking into account the HLMC specifics, EMF signal electrodes are immersed into the flow through the insulator, which reduces the reliability of the loop. Requirements for the stability of the magnetic field are strict. Readings of non-contact eddy current flow meters of various modifications strongly depend on the conductivity of the measured medium and, consequently, on the temperature. These devices are extremely sensitive to deformation of the coil system geometry. As for the flow rate in the range over 100 m³/h, the problem of calibration and metrological certification of flow meters is coming to the fore, which requires the creation of large-scale testing facilities with HLMC.

The SSC RF-FEI has gained positive experience in the development and application of non-contact time-of-flight (correlation) flow meters, for which the directly measured parameter is the transport time of hydrodynamic inhomogeneities (vortices) between two measurement cross-section planes [1, 2]. These vortices, when interacting with a constant magnetic field applied to the flow, create pulsations of the induced magnetic field registered by the receiving coils. The characteristics of the NCCF do not depend on the conductivity and, accordingly, the temperature of the liquid metal, the presence of impurities, the contact resistance at the liquid metal — pipeline wall boundary. Installation of sensors on the measuring section of the loop does not require welding.

The NCCF system, including primary converters (magnetic systems, receiving coils) and secondary equipment (normalizing converters, PC), was used to measure the flow rate of lead in the range of 6–72 m³/h at temperatures up to 550 °C [3]. Two correlation channels, one temperature channel and four analog channels were involved in real time measurement. The measuring pipeline section is shown in figure 1, and the example of the crosscorrelation functions — in figure 2.

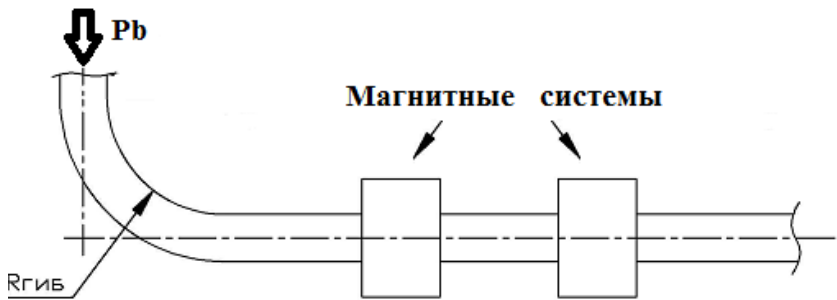


Fig. 1. Measuring section of the lead rig

NCCF calibration consists of the determination of the correction factor k_c , which establishes the relationship between the value $G_{cor} = V/\tau$ and the true flow rate value of $G = k_c \cdot G_{cor}$ where V is the volume of the area between the measuring cross-plane sections, τ — mean transport time of vorticies, defined from crosscorrelation function lag. Time-of-flight measuring principle allows metrological tests and certification of NCCF for HLMC on the model medium.

The NCCF system before installing it on the lead rig was tested and calibrated with the full-scale measuring section, including the bend, at the sodium calibration facility IRS-M, certified for flow rates up to 100 m³/h. The values of k_c depending on the Reynolds number are given in the table. During the lead flow measurements approximated dependence of $k_c = k_c(Re)$ was used.

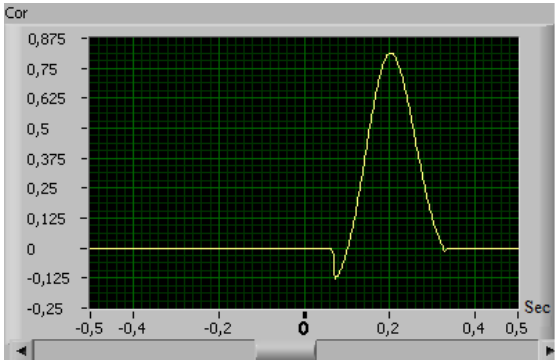


Fig. 2. Correlation function, lead consumption ~ 30 m³/h

The dependence of the correction factor k_c on the Reynolds number

Re·10 ⁻⁴	6,68	8,68	10,84	13,13	15,50	16,73	21,98	27,88	38,33	44,29	54,64	65,26	76,62	86,38
k_c	0,917	0,926	0,933	0,934	0,936	0,939	0,948	0,947	0,953	0,952	0,957	0,961	0,963	0,966

IRS-M equipment at the moment provides a flow rate of up to 385 m³/h, a preliminary certification of the facility for this range has been conducted. Metrological tests and subsequent certification of NCCF for HLMC for a wider flow range can be carried out on the basis of physical modeling in compliance with geometric and hydrodynamic ($Re = idem$) similarity. Unlike other types of flowmeters, the similarity principle for BCR is much easier to implement. The criterion $Re = idem$ is achieved by reducing the diameter of the simulated measuring area and the corresponding increase in the flow rate. Thus, the flow rate of sodium $G = 385$ m³/h with a diameter of the model measuring section DN 100 provides calibration of NCCF for the lead measuring section with DN 300 in the range up to 600 m³/h. excitation excitation

A sample of eddy current flowmeter with two excitation and one receiving coils was also developed and tested on IRS-M. Excitation coil was powered by short-term (1–5 mc) pulses. The linear dependence of the output signal on the flow rate is shown. The combination of mounted in series NCCF and eddy current flow meters allows to extend the range of measurements.

References

1. Kebabdz B.V., Tipikin V.N., Komissarov Yu.O., Adamovsky L.A., Golovanov V.V., Inkin Yu.N. The study of swirl flow structure and correlation of flow measurement with contactless magnetic sensors. *Magnetohydrodynamics*, 1988, no. 4, ppp. 105–109.
2. Kebabdz B.V., Komissarov Yu.O., Tipikin V.N., Gulevsky V.A. et al. Contactless methods for measuring the flow rate of lead and its alloys. *Proc of the intersectoral conf. "Use of liquid metals in the national economy" (Thermophysics–91)*. Obninsk, IPPE Publ., 1993, pp. 151–155.
3. Generalov E.V., Kovalev D.M., Stephani A.G., Fomin A.N., Shurupov V.A. (JSC "SSC RF-FEI", Obninsk, Russia), Krylov S.G., Lavrenov R.N., Lemekhov Yu.V. (JSC "NIKIET", Moscow, Russia) Development and application of contactless flowmeters for installation with lead coolant. *Proc. conf. of young specialists "Innovations in nuclear energy"*. Moscow, JSC "NIKIET" Publ., 23 - 24 may 2017. – P. 597 – 605.

Измерение расхода ТЖМТ

Б. В. Кебадзе, А. А. Лагутин, В. А. Шурупов, Е. В. Генералов, А. Н. Фомин

АО «ГНЦ РФ - ФЭИ», Обнинск

E-mail: vshurupov@ippe.ru

Ключевые слова: ТЖМТ, бесконтактные корреляционные расходомеры, метрологическая аттестация, физическое моделирование, установка поверочная.

Для измерения расхода ТЖМТ на небольших стендах применяются расходомеры различных типов, в частности ЭМР с постоянными магнитами. С учетом специфики ТЖМТ, сигнальные электроды вводятся в поток через изолятор, что снижает надежность контура. Высоки требования к стабильности магнитного поля. Показания бесконтактных индукционных расходомеров различных модификаций сильно зависят от проводимости измеряемой среды и, следовательно, от температуры. Эти приборы чрезвычайно чувствительны к деформации геометрии системы катушек возбуждения и регистрации сигнала. Что касается расхода выше 100 м³/ч, на первый план выходит проблема градуировки и метрологической аттестации расходомеров, что требует создания масштабных поверочных установок с ТЖМТ.

В ГНЦ РФ – ФЭИ имеется положительный опыт разработки и применения бесконтактных времяпролетных (корреляционных) расходомеров (БКР), для которых непосредственно измеряемым параметром является время транспорта гидродинамических неоднородностей (вихрей) между двумя измерительными сечениями [1, 2]. Эти вихри при взаимодействии с приложенным к потоку постоянным магнитным полем создают пульсации индуцированного магнитного поля, регистрируемого приемными катушками. Характеристики БКР не зависят от проводимости и, соответственно, температуры жидкого металла, наличия примесей, контактного сопротивления на границе жидкий металл – стенка трубопровода. Монтаж датчиков на измерительном участке контура не требует сварки.

Система БКР, включающая первичные преобразователи (магнитные системы, приемные катушки) и вторичную аппаратуру (нормирующие преобразователи, ПК), использовалась для измерения расхода свинца в диапазоне 6–72 м³/ч при температуре до 550 °С [3]. Обеспечивалось измерение по двум корреляционным каналам, одному

температурному каналу и четырем аналоговым каналам в реальном режиме времени. Измерительный участок показан на рисунке 1, а пример взаимно корреляционной функции – на рисунке 2.

Предварительная градуировка БКР состоит в определении поправочного коэффициента k_c , устанавливающего связь между величиной $G_{\text{кор}} = V/\tau$, где V – объем участка между измерительными сечениями, τ – время транспорта, и истинным значением расхода $G = k_c \cdot G_{\text{кор}}$.

Времяпролетный принцип измерения позволяет проводить метрологические испытания и аттестацию БКР для ТЖМТ на модельной среде. Система БКР перед установкой на свинцовый стенд проходила испытания с натурным измерительным участком, включая гиб, на установке поверочной натриевой ИРС-М, аттестованной на расход до $100 \text{ м}^3/\text{ч}$. Значения k_c в зависимости от Рейнольдса приведены в таблице. При измерении расхода свинца использовалась аппроксимационная зависимость $k_c = k_c(\text{Re})$.

Зависимость поправочного коэффициента k_c от числа Рейнольдса

$\text{Re} \cdot 10^{-4}$	6,68	8,68	10,84	13,13	15,50	16,73	21,98	27,88	38,33	44,29	54,64	65,26	76,62	86,38
k_c	0,917	0,926	0,933	0,934	0,936	0,939	0,948	0,947	0,953	0,952	0,957	0,961	0,963	0,966



Рис. 1. Измерительный участок свинцового стенда

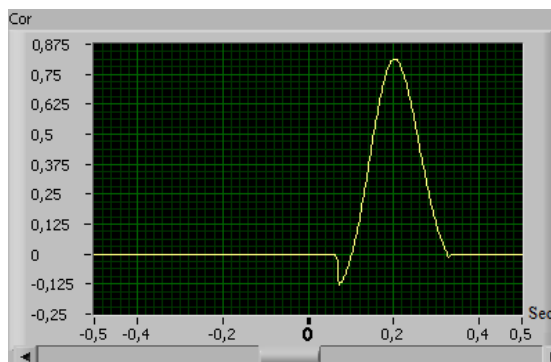


Рис. 2. Корреляционная функция, расход свинца $\sim 30 \text{ м}^3/\text{ч}$

Оборудование ИРС-М на данный момент обеспечивает расход до $380 \text{ м}^3/\text{ч}$, проведена предварительная аттестация установки на этот диапазон. Метрологические испытания и последующая аттестация БКР для ТЖМТ на более широкий диапазон расходов могут быть проведены на основе физического моделирования с соблюдением геометрического и гидродинамического ($\text{Re} = \text{idem}$) подобия. В отличие от расходомеров других типов, принцип подобия для БКР реализуется гораздо проще. Критерий $\text{Re} = \text{idem}$ достигается за счет уменьшения диаметра моделируемого измерительного участка и соответствующего увеличения скорости потока. Так, расход натрия $G = 380 \text{ м}^3/\text{ч}$ при

диаметре модельного измерительного участка Ду 100 обеспечивает градуировку БКР ТЖМТ для измерительного участка Ду 300 в диапазоне до 600 м³/ч.

Также разработан и прошел предварительные испытания на установке ИРС-М образец индукционного расходомера, катушки возбуждения которого питаются коротко-временными (1–2 мс) импульсами. Показана линейная зависимость выходного сигнала от расхода. Сочетание установленных последовательно в контуре ТЖМТ бесконтактных корреляционного и индукционного расходомеров позволяет расширить диапазон измерений.

Литература

1. Кебадзе Б.В., Типикин В.Н., Комиссаров О.Ю., Адамовский Л.А., Голованов В.В., Инкин Ю.Н. Изучение вихревой структуры потока и корреляционные измерения расхода с помощью бесконтактных магнитных датчиков // Магнитная гидродинамика. – 1988. – № 4. – С. 105–109.
2. Кебадзе Б.В., Комиссаров Ю.О., Типикин В.Н., Гулевский В.А. и др. Бесконтактные методы измерения расхода свинца и его сплавов // Сб. трудов межотраслевой конф. «Использование жидких металлов в народном хозяйстве» (Теплофизика–91). – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1993. – С. 151–155.
3. Генералов Е.В., Ковалев Д.М., Стефани А.Г., Фомин А.Н., Шурупов В.А., Крылов С.Г., Лавренев Р.Н., Лемехов Ю.В. Разработка и применение бесконтактных расходомеров на установке со свинцовым теплоносителем // Сб. докладов конф. молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике». – Москва: АО «НИКИЭТ», 23–24 мая 2017. – С. 597–605.

Session 6

6.1 The Use of EUCLID/V2 Code to Compute the Problems Pertaining to Oxide Layer Growth on the Stainless Steel Surface in the HLHC Flow

Usov E. V., Kudashov I. G., Mosunova N. A., Sorokin A. A., Chukhno V. I.

Nuclear Safety Institute of the RAS, Moscow, Russia

E-mail: usovev@gmail.com

Использование кода ЕВКЛИД/V2 для расчета задач по росту оксидного слоя на поверхности нержавеющей стали в потоке ТЖМТ

Э. В. Усов, И. Г. Кудашов, Н. А. Мосунова, А. А. Сорокин, В. И. Чухно

ФГБУН Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН,

Москва, Новосибирск

E-mail: usovev@gmail.com

Ключевые слова: ТЖМТ, ЕВКЛИД/V2, моделирование, оксидный слой.

Для моделирования процессов в реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем в режимах нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, при проектных и запроектных авариях разработана вторая версия кода ЕВКЛИД. Вторая версия кода ЕВКЛИД (ЕВКЛИД/V2) по сравнению с первой версией [0] должна позволять рассчитывать перенос продуктов деления, продуктов активации и продуктов коррозии в первом контуре реакторных установок с натриевым и тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями. Также вторая версия кода должна позволять рассчитывать окислительные-восстановительные процессы на поверхности сталей в потоке ТЖМТ для анализа особенностей работы реактора БРЕСТ-ОД-300. Для этих целей в составе кода ЕВКЛИД/V2 создан модуль массопереноса. В настоящее время проводится процедура верификации кода. Для верификации разработана матрица верификации, которая содержит данные, полученные на 5 экспериментальных стендах и 4 аналитических тестов. Для верификации выбраны эксперименты, выполненные в различных лабораториях по всему миру [0–0]. В настоящей работе представлены модели кода, использованные для моделирования задач по росту оксидного слоя, а также результаты расчетов отдельных экспериментов. По результатам верификации оценена погрешность расчета кодом отдельных параметров. С использованием анализа неопределенности и чувствительности определены максимальные и минимальные значения расчетных данных и основные параметры, которые оказывают наибольшее влияние на результаты расчетов

Литература

1. Алипченков В.М., Болдырев А.В., Вепрев Д.П., Зейгарник Ю.А., Колобаева П.В., Моисеенко Е.В., Мосунова Н.А., Селезнев Е.Ф., Стрижов В.Ф., Усов Э.В., Осипов С.Л., Горбунов В.С., Афремов Д.А., Семченков А.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 2. Верификация // Теплоэнергетика. – 2018. – № 9. – С. 57–72.
2. Алексеев В.В., Орлова Е.А., Козлов Ф.А., Торбенкова И.Ю., Кондратьев А.С. Расчетно-теоретический анализ процесса оксидирования стали в свинцовом теплоносителе // ВАНТ, сер.: Ядерные константы. — 2010. — Вып. 1–2. — С. 56–66.

3. Machut M., K. Sridharan, N. Li, S. Ukai, T. Allen. Time dependence of corrosion in steels for use in lead-alloy cooled reactors. *Journal of Nuclear Materials // Journal of Nuclear Materials*. — 2007. — Vol. 371, iss. 1–3. — Pp. 134–144.
4. Glasbrenner H., J Konys, G Mueller, A Rusanov, Corrosion investigations of steels in flowing lead at 400°C and 550°C // *Journal of Nuclear Materials*. — 2001. — Vol. 296, iss. 1. — Pp. 237–242.
5. Zhang J., Li N., Chen Yi., Rusanov A.E. Corrosion behaviors of US steel in flowing lead-bismut eutectic (LBE) // *Journal of Nuclear Materials*. 2005. — Vol. 336. — Pp. 1–10.
6. Furukawa, G. Muller, G. Shumacher et.all. Effect of oxygen concentration and temperature on compatibility of ODS steel with liquid, stagnant Pb45Bi55 // *Journal of Nuclear Materials*. — 2004. — Vol. 335. — Pp. 189–193.

6.2 Structural Properties and Correlations of Temperature Fluctuations and Oxygen Activity in Heavy Metal Melts

Osipov A. A.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: osipov@ippe.ru

Keywords: pulsations, temperature, correlations, structural functions, liquid metal, heavy liquid-metal coolant, scale invariance, fractal, lead-bismuth, lead, wavelet analysis, multifractal analysis.

The complex nature of the change in the parameters of the system relative to its mean value (pulsation) is a fundamental property of many physical processes. In certain cases, the pulsational nature of the change in the parameters makes it possible to obtain information on the state of the observed system. For example, the analysis of neutron field pulsations in neutron-physical systems ("zero" power reactors) makes it possible to determine the kinetic parameters of the system (the efficiency of delayed neutrons, the lifetime of prompt neutrons, etc.) [1]. In power reactors, the pulsating character is also characteristic of heat-hydrodynamic fields. On the practical side, an important property of the pulsating field is the correlation or ability of the system to "remember" perturbations. The memory of the system is a manifestation of the specific property of the physical system — scale invariance [2, 3], or in other words, the symmetry of physical laws with respect to scale transformations. Thus, if the system has the property of scale invariance, then the pulsational field of such a system consists of self-similar perturbations of various scales, the evolution of which is accompanied by a change in their dimensions. It is obvious that if the system has the property of scale invariance, then it can represent both fundamental and practical interest, for example, from the point of view of controlling various parameters of the system. By scale invariance (scaling) we mean the invariance of the equations for a scale change of distances and time, for example, the Navier-Stokes equations are invariant to transformations of the form

$$r \rightarrow \lambda r, \quad t \rightarrow \lambda^{1+\alpha} t, \quad v \rightarrow \lambda^{-\alpha} v,$$

where the parameter α determines the self-similarity law of the system. In general, the exponent α can be in a certain range of values $\alpha_{\min} < \alpha < \alpha_{\max}$ [4].

At present, scaling is studied within the framework of multifractal analysis [5], since fractals by definition are scale invariant. The fractal theory [6] is now widely used to describe the self-similarity and complex scaling properties observed in a variety of physical situations [7].

In describing the properties of fractals, structural functions are introduced:

$$S_q = \langle (g(x + \lambda) - g(x))^q \rangle \sim \lambda^{qH(q)}$$

The exponent $H=H(1)$ (the Hurst index [8]) in meaning corresponds to α and determines the law of spreading the diffusion packet in time t^H . In general $0 \leq H \leq 1$. The case $H=1/2$

corresponds to classical brownian diffusion, the case $H > 1/2$ corresponds to anomalous diffusion (superdiffusion), and the case $H < 1/2$ corresponds to subdiffusion. If $H(q) = \text{const}$, then the process is monofractal, if H it depends on q , then the process is multifractal.

Recently, a large number of experimental and theoretical papers have been devoted to problems of mass transfer in turbulent media [9–13]. It turned out that diffusion in turbulent media can differ substantially from the classical Brownian diffusion, namely, the width of the diffusion packet grows according to the law t^H . In this case, the normal shape of the diffusion packet may not be conserved.

For a number of practical problems, the existence of a rigorous mathematical approach to the analysis of the complex structure of processes of different nature is of undoubted value.

In this paper, we investigate the temporal structural properties of oxygen temperature and activity pulsations in heavy liquid metals (bismuth, lead-bismuth) under static and dynamic conditions. It is shown that in static conditions temperature pulsations are caused by convective (free) movement of the metal. The structural and correlation functions of the pulsation field of temperature and activity are determined for free and forced motion of the metal. In the experiment, scale invariance of the pulsating fields of temperature and activity in a liquid metal is observed. Model calculations showed good agreement with experiment. It is shown that pulsations of temperature and oxygen activity in a liquid metal are characterized by fractal properties and long correlations, which can depend on external conditions.

References

1. Kebabdzhe B.V. Control of thermohydraulic parameters and diagnostics of the state of nuclear power plants using statistical methods. Doct. Diss. Obninsk, IPPE Publ., 2007. (In Russian).
2. Budaev V.P., Savin S.P., Zeleny L.M. Investigation of intermittency and generalized self-similarity in turbulent boundary layers of laboratory and magnetospheric plasmas: on the way to determining the quantitative characteristics of transport. *Uspekhi Fizicheskikh Nauk*, 2011, vol. 181, no. 9, pp. 905–952.
3. Budaev V.P. Generalized scale invariance and log-Poisson statistics of the edge plasma turbulence in the T-10 tokamak. *Plasma Physics*, 2008, vol. 34, no. 10, pp. 867–884. (In Russian).
4. Friik P.G. *Turbulence: models and approaches*. The course of lectures: Perm. state. tech. un-t. Part II. Perm, 1999. 136 p. (In Russian).
5. Pavlov A.N., Anischenko V.S. Multifractal analysis of complex signals. *UFN*, 2007, vol. 177, no. 8, pp. 859–876.
6. Feder E. *Fractals*. (Russ ed.: Moscow, Mir Publ., 1991. 254 p.).
7. Dubovikov M.M. and Starchenko N.V. Econophysics and fractal analysis of financial time series. *UFN*, 2011, vol. 181, no. 7, pp. 779–786.
8. Hurst H.E. Long-term storage capacity of reservoirs. *Transactions of the American Society of Civil Engineers*, 1951, vol. 116, pp. 770–808.
9. Bakunin O.G. Stochastic instability and turbulent transfer. Characteristic scales, increments, diffusion coefficients. *UFN*, 2015, vol. 185, no. 3, pp. 271–305.
10. Zybin K.P., Sirota V.A. The Model of Extendable Vortices and the Justification of Statistical Properties of Turbulence. *UFN*, 2015, v. 185, no. 6, pp. 593–613.
11. Uchaikin V.V. Self-similar anomalous diffusion and stable laws. *UFN*, 2003, vol. 173, no. 8, pp. 847–875.
12. Bakunin O.G. Correlation and percolation properties of turbulent diffusion. *UFN*, 2011, vol. 173, no. 7, pp. 757–952.
13. Uchaikin V.V. Fractional-differential phenomenology of anomalous diffusion of cosmic rays. *UFN*, 2013, vol. 183, no. 11, pp. 1175–1222.

Структурные свойства и корреляции пульсаций температуры и активности кислорода в расплавах тяжелых металлов

А. А. Осипов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

E-mail: osipov@ippe.ru

Ключевые слова: пульсации, температура, корреляции, структурный функции, жидкий металл, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, масштабная инвариантность, фрактал, свинец-висмут, свинец, вейвлет анализ, мультифрактальный анализ.

Сложный характер изменения параметров системы относительно своего среднего значения (пульсации) является фундаментальным свойством многих физических процессов. В определенных случаях пульсационный характер изменения параметров позволяет получить информацию о состоянии наблюдаемой системы. Например, анализ пульсаций нейтронного поля в нейтронно-физических системах (реакторы «нулевой» мощности) позволяет определить кинетические параметры системы (эффективность запаздывающих нейтронов, время жизни мгновенных нейтронов и др.) [1]. В энергетических реакторах пульсационный характер свойственен и тепло-гидродинамическим полям. С практической стороны важным свойством пульсационного поля является корреляция или способность системы «запоминать» возмущения. Память системы является проявлением специфического свойства физической системы – масштабной инвариантности [2, 3], или иначе говоря, симметрии физических законов относительно масштабных преобразований. Таким образом, если система обладает свойством масштабной инвариантности, то пульсационное поле такой системы состоит из самоподобных возмущений различного масштаба, эволюция которых сопровождается изменением их размеров. Очевидно, что если система обладает свойством масштабной инвариантности, то это может представлять как фундаментальный, так и практический интерес, например, с точки зрения контроля различных параметров системы. Под масштабной инвариантностью (скейлингом) подразумевается сохранение инвариантности уравнений при масштабном изменении расстояний и времени, например уравнения Навье-Стокса инвариантны к преобразованиям вида

$$r \rightarrow \lambda r, \quad t \rightarrow \lambda^{1+\alpha} t, \quad v \rightarrow \lambda^{-\alpha} v,$$

где параметр α определяет закон самоподобия системы. В общем случае показатель α может находиться в некотором интервале значений $\alpha_{\min} < \alpha < \alpha_{\max}$ [4].

В настоящее время скейлинг изучается в рамках мультифрактального анализа [5], т. к. фракталы по определению масштабно инвариантны. Теория фракталов [6] сейчас широко используется для описания свойств самоподобия и сложного скейлинга, наблюдаемых в самых разных физических ситуациях [7].

При описании свойств фракталов вводят структурные функции:

$$S_q = \langle (g(x + \lambda) - g(x))^q \rangle \sim \lambda^{qH(q)}$$

Показатель степени $H=H(1)$ (индекс Херста [8]) по смыслу соответствует α и определяет закон распыливания диффузионного пакета во времени t^H . В общем случае $0 \leq H \leq 1$. Случай $H=1/2$ соответствует классической броуновской диффузии, случай $H>1/2$ соответствует аномальной диффузии (супердиффузии), а случай $H<1/2$ соответствует субдиффузии. Если $H(q)=\text{const}$, то процесс является монофрактальным, если H зависит от q , то процесс мультифрактальный.

В последнее время появилось большое число экспериментальных и теоретических работ посвященных вопросам массопереноса в турбулентных средах [9-13]. Оказалось, что диффузия в турбулентных средах может существенно отличаться от классической

броуновской диффузии, а именно ширина диффузионного пакета растет по закону t^H . При этом нормальная форма диффузионного пакета может не сохраняться.

Для целого ряда практических задач несомненную ценность представляет наличие строгого математического подхода к анализу сложной структуры процессов различной природы.

В данной работе исследованы временные структурные свойства пульсаций температуры и активности кислорода в тяжелых жидких металлах (висмут, свинец-висмут) в статических и динамических режимах. Показано, что в статических условиях пульсации температуры обусловлены конвективным (свободным) движением металла. Определены структурные и корреляционные функции пульсационного поля температуры и активности при свободном и вынужденном движении металла. В эксперименте наблюдается масштабная инвариантность пульсационных полей температуры и активности в жидком металле. Модельные расчеты показали хорошее совпадение с экспериментом. Показано, что пульсации температуры и активности кислорода в жидком металле характеризуются фрактальными свойствами и длинными корреляциями, которые могут зависеть от внешних условий.

Литература

1. Кебадзе Б.В. Контроль теплогидравлических параметров и диагностика состояния ядерных энергетических установок с применением статистических методов: Дисс. д-ра тех. наук. – Обнинск, ГНЦ РФ - ФЭИ, 2007.
2. Будаев В.П., Савин С.П., Зелёный Л.М. Наблюдения перемежаемости и обобщённого самоподобия в турбулентных пограничных слоях лабораторной и магнитосферной плазмы: на пути к определению количественных характеристик переноса // Успехи физических наук. 2011. Т. 181, № 9. С. 905–952.
3. Будаев В.П. Обобщенная масштабная инвариантность и лог-пуассоновская статистика турбулентности краевой плазмы в токамаке Т-10 // Физика плазмы. 2008. Т. 34, № 10. С. 867–884.
4. Фрик П.Г. Турбулентность: модели и подходы. Курс лекций: Перм. гос. техн. ун-т. Часть II. Пермь, 1999. 136 с.
5. Павлов А.Н., Анищенко В.С. Мультифрактальный анализ сложных сигналов // УФН. 2007. Т. 177, № 8. С. 859–876.
6. Федер Е. Фракталы: Пер. с англ. – М.: Мир, 1991. – 254 с.
7. Дубовиков М.М., Старченко Н.В. Эконофизика и фрактальный анализ финансовых временных рядов // Успехи физических наук. 2011. Т. 181, № 7. С. 779–786.
8. Hurst H.E. Long-term storage capacity of reservoirs // Transactions of the American Society of Civil Engineers, 1951, Vol. 116, pp. 770–808.
9. Бакунин О.Г. Стохастическая неустойчивость и турбулентный перенос. Характерные масштабы, инкременты, коэффициенты диффузии // УФН. 2015. Т. 185, № 3. С. 271–305.
10. Зыбин К.П., Сирота В.А. Модель вытягивающихся вихрей и обоснование статистических свойств турбулентности // УФН. 2015. Т. 185, № 6. С. 593–613.
11. Учайкин В.В. Автомодельная аномальная диффузия и устойчивые законы // УФН. 2003. Т. 173, № 8. С. 847–875.
12. Бакунин О.Г. Корреляционные и перколяционные свойства турбулентной диффузии // УФН. 2011. Т. 173, № 7. С. 757–952.
13. Учайкин В.В. Дробно-дифференциальная феноменология аномальной диффузии космических лучей // УФН. 2013. Т. 183, № 11. С. 1175–1222.

6.3 Thermodynamics of Nonstoichiometric Compounds and Phases of Variable Composition in HLMC

Osipov A. A., Ivanov K. D., Lavrova O. V.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: osipov@ippe.ru

Keywords: thermal dissociation, chemical compound, non-stoichiometry, congruent transition, composition, Gibbs energy, thermodynamic equilibrium, model, Gibbs-Duhem equation, condensed phase, liquid metal, dilute solution.

At present, the development of computational methods and codes describing mass transfer processes in the first circuits of such installations is an urgent task in the development of new nuclear power plants (NPP) with heavy liquid-metal coolants based on lead and lead-bismuth (HLMC). One of the most significant problems in this case is the description of the oxidative processes of structural steels with HLMC. Considering the processes of oxidative interaction of heavy liquid-metal coolants with structural steels, the overwhelming majority of researchers quite reasonably take into account the influence of oxygen admixture [1–3]. This is manifested, among other things, in the form of indicating, as one of the determining conditions for ensuring the corrosion resistance of steels, the maintenance of one or another oxygen regime of the coolant. In suppressive cases, the thermodynamic activity (TDA) of oxygen in the coolant is used as such a condition [4].

Traditionally, it is believed that in equilibrium with HLMC, stoichiometric oxides (Fe_3O_4 , FeCr_2O_4 , etc.) are located [5, 6], which perform a protective function, prevent the process of dissolution of structural steels. Calculations of the corresponding TDA oxygen values are performed for these stoichiometric oxides. At the same time, considering that there are non-stoichiometric oxides under equilibrium conditions in metal-oxide systems, the question arises of the composition of these oxides and TDA of oxygen in such systems. It should be noted that the non-stoichiometry of the compounds affects the mechanical and transport properties of the oxide coatings, which can vary over a wide range. This was pointed out by Yu. Tretyakov [7], who showed, for example, that the permeability coefficient of magnetite over iron can vary by more than two orders of magnitude, depending on the partial pressure of oxygen.

Thus, the task of modeling the processes of dissociation (formation) of nonstoichiometric compounds and phases of variable composition in heavy metal melts and their connection with TDA of oxygen becomes an actual problem in the problem of mathematical description of mass transfer processes in HLMC.

In this paper, we indicate some difficulties in applying the classical theory [8 - 10] to the problem of dissociation of compounds in multicomponent systems consisting of condensed phases and outlines ways to overcome them. In particular, it was shown that the use of existing approaches to the problem of taking into account the non-stoichiometry of oxide compounds to describe the behavior of TDA oxygen in heavy metal melts is limited by the lack of data on the relationship of the isobaric-isothermal formation potential of such compounds with their composition. Empirical and theoretical methods for determining this parameter for iron oxides and iron-chromium spinels are proposed.

The main result of this work is the model of equilibrium dissociation of nonstoichiometric compounds and phases of variable composition in HLMC, constructed on the basis of the solution of the system of mass conservation equations, the laws of effective masses, and the Gibbs-Duhem equations. Numerical calculations of the parameters characterizing the results of the interaction of oxygen and iron in the HLMC, which are compared with the experimental data, are performed. A satisfactory match was obtained.

References

1. Yachmenev G.S., Rusanov A.E., Gromov B.F. et al. Problems of corrosion of structural materials in lead-bismuth coolant. *Proc. of the conference "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies" (HLMC-98)*. Obninsk, IPPE Publ., 1999, vol. 1, pp. 133–140.
2. Gorynin I.V., Karzov G.P., Markov V.G., Yakovlev V.A. Structural materials for atomic reactors with liquid-metal coolants in the form of lead or lead-bismuth alloy. *Metallurgy and heat treatment of metals*, 1999, no. 9. pp. 20–24. (In Russian).
3. Rusanov A.E., Demishonkov A.P., Levin O.E. et al. The behavior of protective oxide barriers in long-term corrosion tests of steels in HLMC. *Abstract 3th conf. "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies" (HLMC -2008)*. Obninsk, IPPE Publ., 2008, pp. 59–60. (In Russian).
4. Shmatko B.A., Shimkevich A.L. Corrosion diagnostics and technological processes control by activity resistance in lead-bismuth coolant. *Proc. of the conference "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies" (HLMC-98)*. Obninsk, IPPE Publ., 1999, vol. 2, pp. 694–699.
5. Alekseev V.V., Orlova E.A., Kozlov F.A., Torbenkova I.Yu. *Modeling of processes of mass transfer and corrosion of steels in nuclear power plants with lead coolant* (Part 1). Preprint № 3128. Obninsk, SSC RF-IPPE Publ., 2008. 22 p. (In Russian).
6. Alekseev V.V., Kozlov F.A., Orlova E.A. Modeling of mass transfer of impurities in a loop with lead coolant. *Russian interbranch conf. "Thermophysics-2002. Heat and mass transfer and properties of liquid metals"*, 29-31.10.2002, Obninsk, IPPE Publ., pp. 303–305. (In Russian).
7. Tretyakov Yu. D. *Chemistry of nonstoichiometric oxides*. Moscow, MSU Publ., 1974. (In Russian).
8. Kulikov I.S. *Thermal dissociation of compounds*. Moscow, Metallurgiya Publ., 1966. 251 p. (In Russian).
9. Kulikov I.S. *Thermodynamics of oxides*. Moscow, Metallurgiya Publ., 1986. 344 p. (In Russian).
10. Kulikov I.S. *Thermodynamics of carbides and nitrides*. Chelyabinsk, Metallurgiya Publ., 1988. 320 p. (In Russian).

Термодинамика нестехеометрических соединений и фаз переменного состава в ТЖМТ

А. А. Осипов, К. Д. Иванов, О. В. Лаврова

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

E-mail: osipov@ippe.ru

Ключевые слова: термическая диссоциация, химическое соединение, нестехиометрия конгруэнтный переход, состав, энергия Гиббса, термодинамическое равновесие, модель, уравнение Гиббса-Дюгема, конденсированная фаза, жидкий металл, разбавленный раствор.

В настоящее время актуальными задачами при разработке новых ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями на основе свинца и свинца-висмута (ТЖМТ) являются вопросы создания расчетных методов и кодов, описывающих процессы массопереноса в первых контурах таких установок. Одной из наиболее значимых проблем при этом является описание окислительных процессов конструкционных сталей с ТЖМТ. Рассматривая процессы окислительного взаимодействия тяжелых жидкометаллических теплоносителей с конструкционными сталями, подавляющее большинство исследователей вполне обоснованно учитывают влияние примеси кислорода [1–3]. Это проявляется, в том числе, и в виде указания в качестве одного из определяющих условий обеспечения коррозионной стойкости сталей поддержание того или иного кислородного режима теплоносителя. В подавляющих случаях в качестве такого условия используется величина термодинамической активности (ТДА) кислорода в теплоносителе [4].

Традиционно считается, что в равновесии с ТЖМТ, находятся стехиометрические оксиды (Fe_3O_4 , FeCr_2O_4 и др.) [5, 6], которые выполняют защитную функцию, препятствуя процессу растворения конструкционных сталей. При этом расчеты соответствующим

щего значения ТДА кислорода выполняются для этих стехиометрических оксидов. В тоже время, считая, что в системах металл-оксид в равновесных условиях находятся нестехиометрические оксиды, возникает вопрос о составе этих оксидов и ТДА кислорода в таких системах. Следует отметить, что нестехиометричность соединений отражается на механических и транспортных свойствах оксидных покрытий, которые могут изменяться в широких пределах. На это указывал Ю. Третьяков [7], показавший, например, что коэффициент проницаемости магнетита по железу может изменяться более чем на два порядка в зависимости от парциального давления кислорода.

Таким образом, актуальной задачей в проблеме математического описания процессов массопереноса в ТЖМТ становится задача моделирования процессов диссоциации (образования) нестехиометрических соединений и фаз переменного состава в расплавах тяжелых металлов и их связи с ТДА кислорода.

В данной работе обозначены некоторые сложности применения классической теории [8–10] к проблеме диссоциации соединений в многокомпонентных системах, состоящих из конденсированных фаз, и намечены пути их преодоления. В частности, показано, что использование имеющихся подходов к проблеме учета нестехиометричности оксидных соединений для описания поведения ТДА кислорода в расплавах тяжелых металлов ограничено отсутствием данных о связи изобарно-изотермического потенциала образования таких соединений с их составом. Предложены эмпирические и теоретические методы определения данного параметра для оксидов железа и железохромистых шпинелей.

Основным результатом работы является модель равновесной диссоциации нестехиометрических соединений и фаз переменного состава в ТЖМТ, построенная на основе решения системы уравнений сохранения массы, законов действующих масс и уравнений Гиббса-Дюгема. Выполнены численные расчеты параметров, характеризующих результаты взаимодействия кислорода и железа в ТЖМТ, которые сопоставлены с экспериментальными данными. Получено удовлетворительное совпадение.

Литература

1. Ячменев Г.С., Русанов А.Е., Громов Б.Ф. и др. Проблемы коррозии конструкционных материалов в свинцово-висмутовом теплоносителе // Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-1998) в 2-х т. Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т. 1. С. 136.
2. Горынин И. В., Карзов Г. П., Марков В. Г., Яковлев В. А. Конструкционные материалы для атомных реакторов с жидкометаллическими теплоносителями в виде свинца или сплава свинец – висмут // Металловедение и термическая обработка металлов. 1999, № 9. с. 20–24.
3. Русанов А.Е., Демишонков А.П., Левин О.Э. и др. Поведение защитных оксидных барьеров при длительных коррозионных испытаниях сталей в ТЖМТ // Сб. тезисов докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2008)». Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008. С. 59.
4. Шматко Б.А., Шимкевич А.Л. Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец-висмут // Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-1998) в 2-х т. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т. 2. С. 741–746.
5. Алексеев В.В., Орлова Е.А., Козлов Ф.А., Торбенкова И.Ю. Моделирование процессов массопереноса и коррозии сталей в ядерных энергетических установках со свинцовым теплоносителем (часть 1): Препринт № 3128. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008. 22 с.
6. Алексеев В.В., Козлов Ф.А., Орлова Е.А. Моделирование массопереноса примесей в контуре со свинцовым теплоносителем // Тез. д-дов Российской межотрасл. конф. «Тепломассоперенос и свойства жидких металлов» (ТФ-2002), 29-31.10.2002, Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. – С. 303-305.
7. Третьяков Ю.Д. Химия нестехиометрических оксидов. М.: Изд-во МГУ, 1974.
8. Куликов И.С. Термическая диссоциация соединений. М.: Металлургия, 1966. 251 с.

9. Куликов И.С. Термодинамика оксидов. М.: Металлургия, 1986. 344 с.
10. Куликов И.С. Термодинамика карбидов и нитридов. Челябинск: Металлургия, Челябинское отделение, 1988. 320 с.

6.4 The Use of the Thermodynamic Model of Accounting for Non-Stoichiometry of Oxide Compounds for Describing the Behavior of TDA Oxygen in Heavy Metal Melts

Osipov A. A., Ivanov K. D.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: osipov@ippe.ru

Keywords: thermodynamic activity of oxygen, non-stoichiometry, oxide, metal oxide, heavy liquid-metal coolant, bismuth, lead, iron, magnetite.

At present, the method of controlling the thermodynamic activity (TDA) of oxygen has been widely used in the technology of heavy liquid-metal coolants (HLMC) [1, 2]. The urgency of the TDA oxygen control is due to the fact that its value is one of the determining conditions for ensuring the corrosion resistance of steels in HLMC [3–6].

The thermodynamic activity of oxygen in heavy metal melts is measured using solid-electrolyte TDA oxygen sensors (for example, based on zirconium ceramics) with a metal-oxide reference electrode (Bi-Bi₂O₃, Pb-PbO, Bi-Fe-Fe₃O₄, etc.). The measured values of TDA of oxygen in HLMC depends, in particular, on the value of the oxygen partial pressure in the reference electrode. In practice, attempts are made to realize the equilibrium conditions in the reference electrode, avoiding significant leaks or oxygen leakage, using measuring systems with very high input impedance. However, considering the conditions inside the reference electrode to be equilibrium, the question arises as to the magnitude of the corresponding partial pressure of oxygen in the reference electrode.

Traditionally it is believed that in equilibrium with the phase of the metal (Pb, Bi, Bi-Fe), there are stoichiometric oxide (Bi₂O₃, PbO, Fe₃O₄). Calculations of the corresponding partial oxygen pressure in the reference electrode are performed for these stoichiometric oxides [7]. At the same time, considering that non-stoichiometric oxides exist in equilibrium metal oxide systems [8], the question arises of the composition of these oxides and TDA of oxygen in such systems.

In the framework of this paper, it is shown that the use of existing approaches to the problem of accounting for non-stoichiometry of oxide compounds for describing the behavior of TDA oxygen in heavy metal melts is limited by the lack of data on the relationship of the isobaric-isothermal formation potential of such compounds with their composition. Empirical and theoretical methods for determining this parameter are proposed and numerical values of the constants for calculating this potential as a function of the temperature and composition of oxides in the form

$$\Delta G_{A_n B_m}^o = n \sum_i a_i (m/n)^i,$$

where $a_i = a_i(T)$ and m/n the temperature function and the compound composition, respectively.

On the basis of the proposed approach, numerical estimates of the equilibrium TDA values of oxygen in heavy metal melts as a function of the temperature and composition of non-stoichiometric oxides are performed.

The performed calculations are compared with the experimental data on the measurement of TDA of oxygen in HLHC. In general, a fairly good coincidence of the results of experiments and calculations was demonstrated.

References

1. Gromov B.F., Shmatko B.A. Oxidative potential of lead and bismuth melts. *Izv. Universities. Nuclear Energy*, 1977, no. 6, pp. 14–18. (In Russian).
2. Shmatko B.A., Shimkevich A.L. Corrosion diagnostics and control of technological processes using the methods of active resistance in lead-bismuth coolant. *Proc. Conf. "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies"*. Obninsk, SSC RF – IPPE Publ., 1999, vol. 2, pp. 694–699.
3. Yachmenev G.S., Rusanov A.E., Gromov B.F. et al. Problems of corrosion of structural materials in lead-bismuth coolant. *Proc. Conf. "Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies"*. Obninsk, SSC RF – IPPE Publ., 1999, vol. 1, pp. 133–140.
4. Gorynin I.V., Karzov G.P., Markov V.G., Yakovlev V.A. Construction materials for atomic reactors with liquid-metal coolants in the form of lead or lead-bismuth alloy. *Metallurgy and heat treatment of metals*. 1999, no. 9, pp. 20–24. (In Russian).
5. Gromov B.F., Orlov Yu.I., Martynov P.N., Gulevsky V.A. Problems of technology of heavy liquid-metal coolants (lead-bismuth, lead). *Proc. Conf. "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies"*. Obninsk, SSC RF – IPPE Publ., 1999, vol. 1, pp. 87–100.
6. Rusanov A.E., Demishonkov A.P., Levin O.E. et al. The behavior of protective oxide barriers in long-term corrosion tests of steels in HLHC. *Sat. Proc. 3th Conf. "Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies (HLHC -2008)"*, Obninsk, SSC RF – IPPE Publ., 2010, pp. 327–338. (In Russian).
7. Kulikov I.S. Thermodynamics of oxides. Directory. Moscow, Metallurgy Publ., 1986. (In Russian).
8. Tretyakov Yu.D. Chemistry of nonstoichiometric oxides. Moscow. MSU Publ., 1974. (In Russian).

Использование термодинамической модели учета нестехиометричности оксидных соединений для описания поведения ТДА кислорода в расплавах тяжелых металлов

А. А. Осипов, К. Д. Иванов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

E-mail: osipov@ippe.ru

Ключевые слова: термодинамическая активность кислорода, нестехиометрия, оксид, металл-оксид, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, висмут, свинец, железо, магнетит.

В настоящее время в технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ) широкое распространение получил метод контроля термодинамической активности (ТДА) кислорода [1, 2]. Актуальность контроля ТДА кислорода обусловлена тем, что её величина является одним из определяющих условий обеспечения коррозионной стойкости сталей в ТЖМТ [3–6].

Термодинамическая активность кислорода в расплавах тяжелых металлов измеряется с помощью твердоэлектролитных датчиков ТДА кислорода (например, на основе циркониевой керамики) с металл-оксидным электродом сравнения (Bi-Bi₂O₃, Pb-PbO, Bi-Fe-Fe₃O₄, и др.). Измеряемые значения ТДА кислорода в ТЖМТ зависят, в частности, от величины парциального давления кислорода в электроде сравнения. На практике пытаются реализовать равновесные условия в электроде сравнения, избегая существенных утечек или натечек кислорода, используя для этого измерительные системы с очень высоким входным сопротивлением. Однако, считая, условия внутри электрода сравнения равновесными, возникает вопрос о величине соответствующего парциального давления кислорода в электроде сравнения.

Традиционно считается, что в равновесии с фазой металла (Pb, Bi, Bi-Fe), находятся стехиометрический оксид (Bi_2O_3 , PbO , Fe_3O_4). При этом расчеты соответствующего парциального давления кислорода в электроде сравнения выполняются для этих стехиометрических оксидов [7]. В тоже время, считая, что в системах металл-оксид в равновесных условиях находятся нестехиометрические оксиды [8], возникает вопрос о составе этих оксидов и ТДА кислорода в таких системах.

В рамках данной работы, показано, что использование имеющихся подходов к проблеме учета нестехиометричности оксидных соединений для описания поведения ТДА кислорода в расплавах тяжелых металлов ограничено отсутствием данных о связи изобарно-изотермического потенциала образования таких соединений $\Delta G_{A_n B_m}^0$ с их составом. Предложены эмпирические и теоретические методы определения данного параметра и получены численные значения констант для расчета этого потенциала как функции температуры и состава оксидов в виде

$$\Delta G_{A_n B_m}^0 = n \sum_i a_i (m/n)^i,$$

где $a_i = a_i(T)$ и m/n функции температуры и состава соединения соответственно.

На основе предложенного подхода выполнены численные оценки равновесных значений ТДА кислорода в расплавах тяжелых металлов как функции температуры и состава нестехиометрических оксидов.

Выполненные расчеты сопоставлены с экспериментальными данными по измерению ТДА кислорода в ТЖМТ. В целом продемонстрировано достаточно хорошее совпадение результатов экспериментов и расчетов.

Литература

1. Громов Б.Ф., Шматко Б.А. Окислительный потенциал расплавов свинца и висмута // Изв. ВУЗов. Ядерная энергетика. 1977. №6. С.14-18.
2. Шматко Б.А., Шимкевич А.Л. Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец-висмут // Сб. докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях», (ТЖМТ-98), в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — Т. 2. — С. 741–746.
3. Ячменев Г.С., Русанов А.Е., Громов Б.Ф. и др. Проблемы коррозии конструкционных материалов в свинцово-висмутовом теплоносителе // Сб. докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-98), в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — Т. 1. — С. 136–145.
4. Горынин И. В., Карзов Г. П., Марков В. Г., Яковлев В. А. Конструкционные материалы для атомных реакторов с жидкометаллическими теплоносителями в виде свинца или сплава свинец – висмут // Металловедение и термическая обработка металлов. 1999, № 9. С. 20–24.
5. Громов Б.Ф., Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Гулевский В.А. Проблемы технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей (свинец-висмут, свинец) // Сб. докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-98), в 2-х т. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — Т. 1, С. 92–106.
6. Русанов А.Е., Демишонков А.П., Левин О.Э. и др. Поведение защитных оксидных барьеров при длительных коррозионных испытаниях сталей в ТЖМТ // Сб. докладов 3-й конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2008)». — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010. — Т. 2. С. 327–338.
7. Куликов И.С. Термодинамика оксидов. Справочник. М.: Металлургия, 1986.
8. Третьяков Ю.Д. Химия нестехиометрических окислов. М.: Изд-во МГУ, 1974.

6.5 Methodology for Processing Experimental Data on Steel Oxidation Kinetics in HLMC Exemplified by Pearlitic Steel EP79 in Lead-Bismuth

Lavrova O. V., Ivanov K. D., Legkikh A. Yu.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

Over the period of heavy liquid-metal coolants mastering, a considerable array of experimental data on the oxidation kinetics of various steels by oxygen dissolved in melts has been accumulated, whose analysis, at the most, was limited to determining the time dependencies of oxide film thickness under the preset conditions (temperature and oxygen concentration). The data that are beyond the existing concepts have not often been included in the analysis.

In order to take advantage of the accumulated material and to reveal the regularities of the process, it is necessary to develop a methodology for raw experimental data processing.

In this paper, we propose a technique for data processing through kinetic equation representation as a product of variable functions that explicitly affect the kinetics of the process. Subsequently, each factor is identified separately in order of the degree of impact on the final result.

As an example of such processing, this paper presents the analysis of oxide coatings thickness data performed on pearlitic steel EP-79 after different exposure times in Pb-Bi coolant under the conditions of circulation test facilities at various temperatures and oxygen concentrations. The initial data for processing were taken from [1, 2].

Table – Steel EP-79 composition (15XCMΦБ)

Cr	Ni	Si	C	Mn	S	P	Nb	V	B	Mo	W	Ti	Al	N
1.41	0.14	0.89	0.15	0.32	0.005	0.007	0.25	0.24		0.51		0.1	0.03	

At the first stage, the temperature dependences of the coatings growth rate were revealed as functions

$$\ln \delta = -\frac{A}{T} + B. \quad (1)$$

These dependencies were determined separately for each experimental campaign. For each experiment, the coating thickness values were calculated every 10°C in the intermediate temperature ranges on the assumption that the observed relationship was maintained. It allowed an extended matrix of values to be obtained for further analysis.

At the next stage of processing, the time dependences of the coating thickness were revealed $\ln \delta = f(\ln \tau)$. Taking into account the temperature dependence found earlier, the following approximation was obtained

$$\ln \delta_{calc.} = -\frac{12387}{T} + 15,869 + \left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) \ln \tau. \quad (2)$$

The final stage of the processing consisted in determining the dependence of oxide coatings thickness growth on oxygen concentration. For this purpose it was assumed that the analytical dependence outlined above was obtained for a certain averaged value of oxygen concentration. In this case, the deviation of the experimental values for thickness from the calculated values is determined by the oxygen regime of the coolant.

Based on the analysis results, the final equation was obtained

$$\ln \delta_{exp.} = -\frac{20280}{T} + 28,173 + \left(-\frac{603,94}{T} + 0,9414 \right) \ln C_O + \left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) \ln \tau, \quad (3)$$

which gives a good fit to the raw experimental data with a probability of ~ 92%.

The analysis of equation (3) shows that the overall temperature dependence of the coating growth process on the steel EP-79 depends on the time and oxygen regime of the coolant. This is confirmed by numerous studies, based to which a variety of dependencies were obtained.

It should be noted that the value of the factor preceding $\ln \tau$ stands for a simple parabolic dependence $\left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) = \frac{1}{2}$ only at a temperature of $\sim 418^\circ\text{C}$. At a higher temperature, this value is below $1/2$, and at a lower temperature, it is over $1/2$. In our opinion, it means that only at the marked temperature all the precipitated iron was incorporated into the oxide film. At a higher temperature, some iron escapes into the coolant and does not affect the film thickness. At a lower temperature, on the contrary: part of the film thickness increases due to the iron delivered by the coolant (external flow). The calculated value of temperature seems to be dependent on the dimensions and design of the circulation system, as well as on the operating temperature range.

In conclusion, it should be noted that the low-alloy steel EP-79 is not supposed to be used in advanced facilities, but the analysis of data on its oxidation makes it possible to determine the behavior of iron as the main component of steels against which the role of chromium, nickel and other alloying additives can be established.

References

1. Ivanov K.D., Niyazov S.A.S., Salaev C.V., Askhadullin R.Sh. The Development of the Methodology for Determination of the Rate of Oxidation of Structural Steels in Heavy Liquid Metal Coolants. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*, 2017, no. 4, pp. 127–137.
2. Ivanov K.D., Niyazov S.A.S. The problems of Processing and Systematization of Experimental Data on Oxidation of Structural Steels in HLMC. *VANT. Series: nuclear reactor constants*, 2017, no. 5, pp. 52–62. (In Russian).

Методика обработки экспериментальных данных по кинетике окисления сталей в ТЖМТ на примере перлитной стали ЭП79 в свинце-висмуте

О. В. Лаврова, К. Д. Иванов, А. Ю. Легких

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия

За время освоения тяжелых жидкометаллических теплоносителей накопился значительный массив экспериментальных данных по кинетике окисления различных сталей кислородом, растворенным в расплавах, анализ которых, в лучшем случае, сводился к определению зависимостей толщины оксидной пленки от времени при заданных условиях (температуре и концентрации кислорода). Данные, не укладывающиеся в имеющиеся представления, зачастую не включались в анализ.

Для того чтобы воспользоваться накопленным материалом и выявить закономерности процесса, необходимо разработать методику обработки первичных экспериментальных данных.

В настоящей работе предложена методика обработки данных путем представления кинетического уравнения в виде произведения функций нескольких переменных, явно воздействующих на кинетику процесса. В последующем каждый фактор выявляется по отдельности в порядке степени влияния на конечный результат.

В качестве примера такой обработки в настоящей работе проведен анализ данных по толщине оксидных покрытий на перлитной стали ЭП-79 после различного времени экспозиции в теплоносителе Pb-Bi, в условиях циркуляционных стендов при различной

температуре и концентрации кислорода. Исходные данные для обработки были взяты из работ [1, 2].

Состав стали ЭП-79 (15ХСМФБ)

Cr	Ni	Si	C	Mn	S	P	Nb	V	B	Mo	W	Ti	Al	N
1,41	0,14	0,89	0,15	0,32	0,005	0,007	0,25	0,24		0,51		0,1	0,03	

На первом этапе выявлялись температурные зависимости скорости роста покрытий в виде функций

$$\ln \delta = -\frac{A}{T} + B \quad (1)$$

Эти зависимости определялись отдельно для каждой экспериментальной кампании. В предположении сохранения найденной зависимости для каждого опыта в промежуточных областях температуры вычислялись значения толщины покрытий через каждые 10 °С. Это позволило получить расширенную матрицу значений для дальнейшего анализа.

На следующем этапе обработки выявлялись зависимости толщины покрытий от времени $\ln \delta = f(\ln \tau)$. С учетом найденной ранее температурной зависимости получено следующее приближение

$$\ln \delta_{\text{расч.}} = -\frac{12387}{T} + 15,869 + \left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) \ln \tau \quad (2)$$

Последний этап обработки заключался в определении зависимости роста толщины оксидных покрытий от концентрации кислорода. Для этого предполагалось, что найденная выше аналитическая зависимость получена для некоторого усредненного значения концентрации кислорода. В этом случае отклонение экспериментальных значений толщины от рассчитанных значений определяется кислородным режимом теплоносителя.

По результатам анализа было получено окончательное уравнение

$$\ln \delta_{\text{эксп.}} = -\frac{20280}{T} + 28,173 + \left(-\frac{603,94}{T} + 0,9414 \right) \ln C_{\text{O}} + \left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) \ln \tau, \quad (3)$$

которое с вероятностью ~ 92% соответствует исходным экспериментальным данным.

Анализ уравнения (3) показывает, общая температурная зависимость процесса роста покрытий на стали ЭП-79 зависит от времени и от кислородного режима теплоносителя. Это подтверждается многочисленными исследованиями, по результатам которых были получены самые разнообразные зависимости.

Следует отметить, что значение множителя перед $\ln \tau$ соответствует простой параболической зависимости $\left(\frac{778,63}{T} - 0,6274 \right) = \frac{1}{2}$ только при температуре ~ 418 °С. При большей температуре это значения меньше $1/2$, а при меньшей температуре больше $1/2$. На наш взгляд, это означает, что только при отмеченной температуре все выделившееся железо вошло в состав окисной пленки. При большей температуре часть железа уходит в теплоноситель и не оказывает влияния на толщину пленки. При меньшей температуре – напротив: часть толщины пленки прирастает за счет железа, приносимого теплоносителем (внешний поток). Вычисленное значение температуры, по-видимому, зависит габаритов, и конструкции циркуляционной системы, а также от рабочего диапазона температуры.

В заключение необходимо отметить, что низколегированная сталь ЭП-79 не предполагается к использованию в перспективных установках, но анализ данных по ее окислению позволяет определить поведение железа, как основного компонента сталей, на фоне которого может быть выявлена роль хрома, никеля и других легирующих добавок.

Литература

1. Иванов К.Д., Ниязов С.-А.С., Лаврова О.В., Салаев С.В., Асхадуллин Р.Ш. Разработка методики определения скорости окисления конструкционных сталей в тяжелых жидкометаллических теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2017. — № 4. — С. 127–137.
2. Иванов К.Д., Ниязов С.-А.С. Проблемы обработки и систематизации экспериментальных данных по окислению конструкционных сталей в ТЖМТ // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — № 5. — С. 52–62.

6.6 Estimating the Change of a Mass Exchanger Productivity on Account of Oxygen Resource Decreasing

Askhadullin R. Sh., Legkikh A. Yu.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

Keywords: heavy liquid metal coolant, dissolution, lead oxide, oxygen, mass exchange apparatus, resource, calculation, solid phase method

The most important impurity in the heavy liquid metal coolant (HLMC) is oxygen dissolved in coolant. In the presence of dissolved oxygen in HLMC, oxide films are formed on the surfaces of structural steels of the circulation loop and equipment that provide protection of the surfaces against corrosive-erosive effect of the coolant. The state of the protective films in the course of operation is largely determined by the oxygen regime, i.e. concentration of dissolved oxygen in the coolant [1]. The so-called natural deoxidation of coolant, i.e. spontaneous reduction of the dissolved oxygen content, is characteristic of hermetic non-isothermal circulation circuits with HLMC due to the thermodynamic features of the "HLMC – impurity – structural steel" system. As a result of this process, the oxygen concentration value, when decreasing, can achieve the levels, at which the development of corrosion — erosion processes starts. To maintain the HLMC oxygen concentration at the level ensuring corrosion resistance of the steels, oxygen concentration control and regulated feed of the coolant with dissolved oxygen are required. Oxygen activity sensors on the basis of solid oxide electrolyte developed in SSC RF – IPPE are used for oxygen concentration control [2]. A solid phase method is the most advanced method of dissolved oxygen injection into the coolant; it is based on the dissolution of solid-phase lead oxide in the coolant flow [3]. The technical implementation of the solid-phase method of oxygen concentration control is carried out with the use of mass exchangers [3, 4].

At the stage of designing the mass exchanger, it is necessary to calculate the main technical parameters of its operation, one of them being oxygen productivity [5]. In the course of operation the mass exchanger productivity will change as a result of lead oxide resource decreasing. From the standpoint of practice, it is important to estimate the change of the mass exchanger productivity and predict the operational life. The paper presents an approach to estimating mass exchanger productivity change on account of oxygen resource decreasing.

References

1. Askhadullin R.S., Martynov P.N., Rachkov V.I., Legkikh A.Y., Storozhenko A.N., Ul'yanov V.V., Gulevskiy V.A. Monitoring and control of the oxygen content in heavy liquid-metal coolants for anticorrosion protection of steels. *High Temperature*, 2016, vol. 54, iss. 4, pp. 595–604. (In Russian).
2. Ulyanov, V.V., Gulevsky, V.A., Storozhenko, A.N., Teplyakov, Y.A. Control of oxidizing potential of Pb and Pb-Bi coolants. *Oriental Journal of Chemistry*. 2015.
3. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Legkikh A.Yu., Simakov A.A. The analysis of methods of "solid-phase" control of oxygen potential in HLMC. *Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*, 2015, iss. 3. pp. 79–84. (In Russian).

4. Askhadullin R. Sh., Martynov P. N., Rackov V. I., Legkikh A. Y. Calculation and experimental research in support of mass exchangers for providing specific oxygen regime in heavy liquid metal coolants (Pb, Pb-Bi). *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*, 2014, no. 1, pp. 160–171.
5. Legkikh A.U., Martynov P.N., Askhadyllin R.Sh. Calculation of Mass Exchangers for Providing Specific Oxygen Regime in Heavy Liquid Metal Coolant. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*, 2013, no. 1 pp. 80–91.

Расчетная оценка изменения производительности массообменного аппарата за счет расходования запаса кислорода

Р. Ш. Асхадуллин, А. Ю. Легких

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, растворение, оксид свинца, кислород, массообменный аппарат, ресурс, расчет, твердофазный метод.

Важнейшей примесью в ТЖМТ является кислород, растворенный в теплоносителе. При наличии в ТЖМТ растворенного кислорода на поверхностях конструкционных сталей циркуляционного контура и оборудования формируются оксидные пленки, которые обеспечивают защиту поверхностей от коррозионно-эрозионного воздействия теплоносителя. Состояние защитных пленок в процессе эксплуатации в значительной степени определяется кислородным режимом, т. е. содержанием растворенного кислорода в теплоносителе [1]. В силу термодинамических особенностей системы «ТЖМТ – примесь – конструкционная сталь» для герметичных неизотермических циркуляционных контуров с ТЖМТ характерно, так называемое, естественное раскисление теплоносителя, то есть самопроизвольное снижение содержания растворенного в нем кислорода. В результате этого процесса величина содержание кислорода, уменьшаясь, может достигать значений, при которых начинается развитие коррозионно-эрозионных процессов. Для поддержания концентрации кислорода в ТЖМТ на уровне, обеспечивающем коррозионную стойкость сталей, необходимы контроль содержания кислорода и регулируемая подпитка теплоносителя растворенным кислородом. Для контроля кислорода используются датчики ТДА кислорода (ДАК) на основе твердого оксидного электролита, разрабатываемые в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Наиболее перспективным методом ввода растворенного в теплоноситель кислорода является твердофазный метод, основанный на использовании процесса растворения твердофазного оксида свинца, помещаемого в поток теплоносителя [3]. Техническая реализация твердофазного метода регулирования содержания кислорода осуществляется с помощью массообменных аппаратов [3, 4].

На стадии конструирования массообменного аппарата является необходимым расчетное определение основных характеристик его работы, одной из которых является производительность по кислороду [5]. В процессе эксплуатации производительность массообменного аппарата будет меняться за счет уменьшения запаса оксида свинца. Важным для практики является оценка изменения производительности массообменного аппарата и прогнозирование ресурса работы. В докладе представлен подход к расчету изменения производительности массообменного аппарата за счет расходования запаса кислорода.

Литература

1. Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н., Рачков В.И., Легких А.Ю., Стороженко А.Н., Ульянов В.В., Гулевский В.А. Контроль и регулирование кислорода в тяжелых жидкометалличе-

- ских теплоносителях для противокоррозионной защиты сталей // Теплофизика высоких температур. – 2016. Том 54. № 4. – С. 595–604.
2. Ulyanov, V.V., Gulevsky, V.A., Storozhenko, A.N., Teplyakov, Y.A. Control of oxidizing potential of Pb and Pb-Bi coolants. *Oriental Journal of Chemistry*. 2015.
 3. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Симаков А.А. Анализ средств «твердофазного» регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2015. № 3. – С. 79–84.
 4. Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н., Рачков В.И., Легких А.Ю. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в ТЖМТ (Pb, Pb-Bi) // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 1. – С. 160–171.
 5. Легких А.Ю., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш. Расчет массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 1. – С. 80–91.

6.7 Study on the Kinetics of Lead and Bismuth Oxide Reduction by Hydrogen as Applied to HLHC Technology

Ivanov I. I., Shelemetiev V. M., Askhadullin R. Sh., Skobeev D. A.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: iivanov@ippe.ru

Keywords: HLHC hydrogen purification, tritium, oxygen sensor in gases, oxygen sensor in alloy, regeneration of a ceramic sensitive element, bismuth oxide, lead oxide, reduction, kinetic equation, affine time transformation method, activation energy

In order to optimize the process of hydrogen purification of circulation circuits with heavy liquid metal coolants from lead oxide based slag deposits, the process of hydrogen and tritium removal from the primary circuit cover gas, as well as the procedure for regenerating ceramic sensitive elements of solid electrolyte oxygen sensors in gas and heavy liquid metal coolants, the data on the kinetics of hydrogen reduction of lead and bismuth oxides are needed (the dependence of reduction rate on time, temperature and oxygen concentration). These data were obtained in a number of previous papers [1–6], however, the authors have not reached common ground on the values of activation energy of the reactions and the form of the kinetic equations. As a result of this study, these data were obtained with the use of an experimental setup representing a heated reaction vessel blown through with mixtures of hydrogen and helium, and containing a sample of the metal oxide to be studied. The reduction reaction rate was determined through continuous measurement of water vapor concentration (a product of reduction reaction) in the gas passed through the reaction vessel using a chromatograph (with a thermal conductivity detector). The dependence of the reaction rate on the hydrogen temperature and concentration was determined by the affine time transformation method, as described in [7]. All the time dependencies of the reaction rate are matched with good accuracy under affine time transformation, which allows the identity of reaction mechanisms to be assumed within the entire temperature range (400–525 °C) and hydrogen concentrations under study (25–100 vol.%).

The generalized kinetic equation for the reduction reaction of lead and bismuth oxides has the form:

$$\alpha(t, T, c_{H_2}) = 100 \cdot \left(1 - \exp \left[-d \cdot c_{H_2} \cdot \exp \left(\frac{-E_a}{RT} \right) \cdot t \right] \right),$$

where α – is the degree of reduction equal to the molar ratio of the amount of the reacted oxide to the total amount of the oxide taken, expressed as a percentage; d – is the constant for a

given sample of oxide, a value that depends on the shape of crystals, the specific surface area and the structural imperfection; C_{H_2} – hydrogen concentration, vol.%, E_a – reaction activation energy equal to 92.8 kJ/mol for bismuth oxide and 97.2 kJ/mol for lead oxide, R – the universal gas constant equal to $8.31 \text{ Jmol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$, T – temperature, t – reduction time.

Based on the data obtained, it can be concluded that the reduction reaction rate of lead and bismuth oxides is highly dependent on temperature; it is expedient to conduct the reduction process at the maximum allowable temperature from the technological point of view. The reaction rate increases linearly as the hydrogen concentration increases, therefore there are good reasons to use pure hydrogen for the reduction.

References

1. Chernogorenko V.B., Lynchak K.A. Production of bismuth powder by the reduction of bismuth oxide with a mixture of molecular and atomic hydrogen. *Soviet powder metallurgy and metal ceramics*, 1973, vol. 12, pp. 360–362.
2. Beres J., Bruckman K., Haber J., Janas J. Kinetics of reduction of bismuth molybdate catalysts in hydrogen. *Bulltin de l'academie polonaise des sciences, serie des sciences chimiques*, 1972, vol. 20, pp. 813–819.
3. Culver R.V., Matthew I.G.M., Spooner E.C.R. The kinetics of the reduction of lead monoxide by hydrogen. *Australian Journal of Chemistry*, 1962, vol. 15, no. 4, pp. 40–55.
4. Lambiev D.K., Kurchatov M.S. Ламбиев Д.К., Курчатова М.С. Thermokinetics studies of recovery PbO_2 , Pb_3O_4 and PbO by hydrogen and carbon monoxide. *Kinetika i Kataliz* [Kinetics and Catalysis], 1967, v. 8, no. 2, pp. 288–291.
5. Ricapito I., Fazio C., Benamati G. Preliminary studies on PbO reduction in liquid Pb – Bi eutectic by flowing hydrogen. *Journal of Nuclear Materials*, 2002, vol. 301, pp. 60–63.
6. Kusaev Yu.I., Chizhikov Yu.I., Tsvetkov Yu.V. Reduction of lead and zinc oxides by hydrogen, carbon monoxide and their mixtures. *Non-ferrous metals*, 1968, no. 9, pp. 49–51. (In Russian).
7. Barre P. *Kinetics of heterogeneous processes*. Moscow, Mir Publ., 1976. (In Russian).

Исследование кинетики восстановления оксидов висмута и свинца водородом применительно к технологии ТЖМТ

И. И. Иванов, В. М. Шелеметьев, Р. Ш. Асхадуллин, Д. А. Скобеев

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

E-mail: iivanov@ippe.ru

Ключевые слова: водородная очистка ТЖМТ, тритий, датчик кислорода в газах, датчик кислорода в сплаве, регенерация керамического чувствительного элемента, оксид висмута, оксид свинца, восстановление, кинетическое уравнение, метод аффинного преобразования по времени, энергия активации.

Для оптимизации процесса водородной очистки циркуляционных контуров с тяжёлыми жидкометаллическими теплоносителями от шлаковых отложений на основе оксида свинца, процесса удаления водорода и трития из защитного газа первого контура, а также процесса регенерации керамических чувствительных элементов твёрдотелитных датчиков кислорода в газах и тяжёлых жидкометаллических теплоносителях, необходимы данные по кинетике водородного восстановления оксидов свинца и висмута (зависимость скорости восстановления от времени, температуры и концентрации водорода). Эти данные были получены в ряде предшествующих работ [1–6], однако у авторов нет единого мнения по поводу величин энергии активации реакций и вида кинетических уравнений. В настоящей работе эти данные были получены с применением экспериментальной установки, представляющей собой обогреваемую реакционную ёмкость, продуваемую смесями водорода и гелия и содержащую образец исследуемого оксида металла. Определение скорости реакции восстановления осуществляли путём

непрерывного измерения концентрации водяного пара (продукта реакции восстановления) в прошедшем через реакционную ёмкость газе с помощью хроматографа (с детектором по теплопроводности). Определение зависимости скорости реакции от температуры и концентрации водорода осуществляли методом аффинного преобразования по времени, изложенного в [7]. Все зависимости скорости реакции от времени с хорошей точностью совмещаются при аффинном преобразовании по времени, что позволяет предполагать идентичность механизмов реакций во всём исследованном интервале температур (400–525 °С) и концентраций водорода (25–100 об.%).

Обобщённое кинетическое уравнение для реакции восстановления оксидов свинца и висмута имеет вид:

$$\alpha(t, T, c_{\text{H}_2}) = 100 \cdot \left(1 - \exp \left[-d \cdot c_{\text{H}_2} \cdot \exp \left(\frac{-E_\alpha}{RT} \right) \cdot t \right] \right),$$

где α – степень восстановления, равная выраженному в процентах мольному отношению количества прореагировавшего оксида к общему количеству взятого оксида; d – константа для данного образца оксида, зависящая от формы кристаллов, удельной поверхности и дефектности структуры; c_{H_2} – концентрация водорода, об.%, E_α – энергия активации реакции, равная 92,8 кДж/моль для оксида висмута и 97,2 кДж/моль для оксида свинца, R – универсальная газовая постоянная, равная 8,31 Дж·моль⁻¹·К⁻¹, T – температура, t – время восстановления. Исходя из полученных данных, можно сделать вывод, что скорость реакции восстановления оксидов свинца и висмута сильно зависит от температуры, процесс восстановления целесообразно вести при максимально допустимой с технологической точки зрения температуре. Скорость реакции линейно возрастает с увеличением концентрации водорода, поэтому для проведения восстановления целесообразно применять чистый водород.

Литература

1. Chernogorenko V.B., Lynchak K.A. Production of bismuth powder by the reduction of bismuth oxide with a mixture of molecular and atomic hydrogen // Soviet powder metallurgy and metal ceramics. – 1973. – Vol. 12. – Pp. 360-362.
2. Beres J., Bruckman K., Haber J., Janas J. Kinetics of reduction of bismuth molybdate catalysts in hydrogen // Bulltin de l'academie polonaise des sciences, serie des sciences chimiques. – 1972. – Vol. 20. – Pp. 813–819.
3. Culver R.V., Matthew I.G.M., Spooner E.C.R. The kinetics of the reduction of lead monoxide by hydrogen // Australian Journal of Chemistry. – 1962. – Vol. 15. – № 4. – P. 40-55.
4. Ламбиев Д.К., Курчатов М.С. Термокинетические исследования восстановления PbO₂, Pb₃O₄ и PbO водородом и окисью углерода // Кинетика и катализ. – 1967. – Т. 8. – № 2. – С. 288–291.
5. Ricapito I., Fazio C., Benamati G. Preliminary studies on PbO reduction in liquid Pb–Bi eutectic by flowing hydrogen // Journal of Nuclear Materials. – 2002. – Vol. 301. – Pp. 60–63.
6. Кусаев Ю.И., Чижигов Д.М., Цветков Ю.В. Восстановление окислов свинца и цинка водородом, окисью углерода и их смесями // Цветные металлы. – 1968. – № 9. – С. 49-51.
7. Барре П. Кинетика гетерогенных процессов. – М.: Мир, 1976.

6.8 Impact of Reference Electrode Design on the Metrological Characteristics of Solid Electrolyte Oxygen Sensor

Shelemet'ev V. M., Ivanov I. I., Askhadullin R. Sh., Kuzin P. V.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: iivanov@ippe.ru

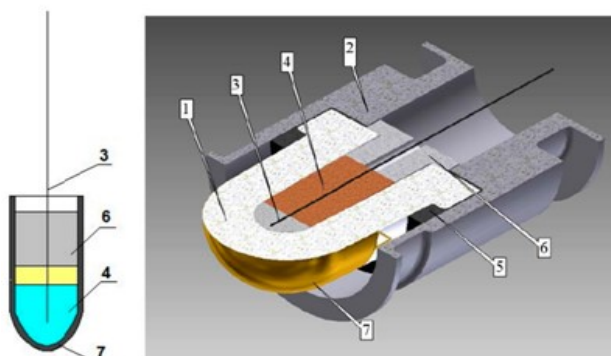
Keywords: oxygen sensors in gas, oxygen activity sensors in liquid metal, reference electrode, electrical lead, EMF instability, molybdenum, tungsten, oxide layer, bismuth, lead, lead oxide, bismuth oxide.

Specialists of SSC RF – IPPE – the Institute having more than half a century of experience in heavy coolant technology – have developed means of heavy coolant parameter control, particularly devices to control oxygen in heavy liquid metal coolants and gas media – oxygen sensors based on solid electrolyte $\text{ZrO}_2\text{-Y}_2\text{O}_3$ [1].

The concept of the sensor is based on selective oxygen-ion permeability of solid electrolyte ceramics. The sensor features a galvanic concentration cell (Fig. 1) consisting of the following components: reference electrode (4) / ceramic sensor element (1) / measuring electrode (3). Total sensor potential is determined by the process of oxygen transport from the electrode where its chemical potential is bigger to the electrode where the potential is smaller. The measuring electrode features a porous platinum coating applied to the surface of the ceramic sensor element (in case of a gas sensor) or liquid metal contacting with the outer surface of the ceramic sensor element. Liquid metal which is in equilibrium with its oxide is used as a reference electrode, in most cases it is the pair $\text{Bi-Bi}_2\text{O}_3$. In order to measure the sensor EMF, an electrical lead is immersed into the liquid metal of the reference electrode.

Measuring electrode potential depends on oxygen temperature and partial pressure or on oxygen activity (in case of oxygen sensors in liquid metal). Reference electrode potential depends on the temperature. By measuring the temperature and EMF of the element, it is possible to determine the partial pressure (activity) of the oxygen in the studied medium. Theoretically, at constant oxygen partial pressure (activity) and constant temperature the sensor signal should be constant as well. However, experience has shown that the signal of oxygen activity sensors in liquid metal [2] and gas changes with time at constant external conditions (signal drift). Also, some rapid changes (surges) of sensor signal were observed at constant external medium oxygen concentration.

After working with literature data and performing experimental research, the authors came to the conclusion about a decisive impact of the sensor electrical lead material on the aforementioned effects.



1 – ceramic sensing element; 2 – reference electrode; 3 – sealing cap; 4 – electrical lead;
5 – sealing compound sitall (crystalline glass-ceramic); 6 – sealing plug; 7 – measuring electrode

Fig. 1 – Test tube oxygen sensor design

Historically, molybdenum was used universally as a material for the electrical lead of solid electrolyte sensor with liquid metal reference electrode, as it is practically insoluble in liquid bismuth [3]. However, in case of contact with bismuth saturated with oxygen, an oxide layer is formed on the molybdenum surface, which has mixed electro-ionic conductivity. As a result, there appears a EMF source on the surface of the molybdenum electrical lead, which contributes to the overall sensor signal and leads to the effects described above.

Those effects also become apparent when using tungsten electrical lead, as well as in case of using Pb-PbO system as reference electrode. The effects disappear if using In-In₂O₃ or Bi-Fe-Fe₃O₄ as a reference electrode, as molybdenum does not oxidize in these conditions. Another way to solve this problem is to use oxide-based electrical lead: PbO in case of the Pb-PbO system and Bi₂O₃ in case of the Bi-Bi₂O₃ system. Figure 2 demonstrates the results of joint testing of solid electrolyte oxygen sensors in gas with molybdenum and Bi₂O₃ electrical leads for the system Bi-Bi₂O₃ as a reference electrode.

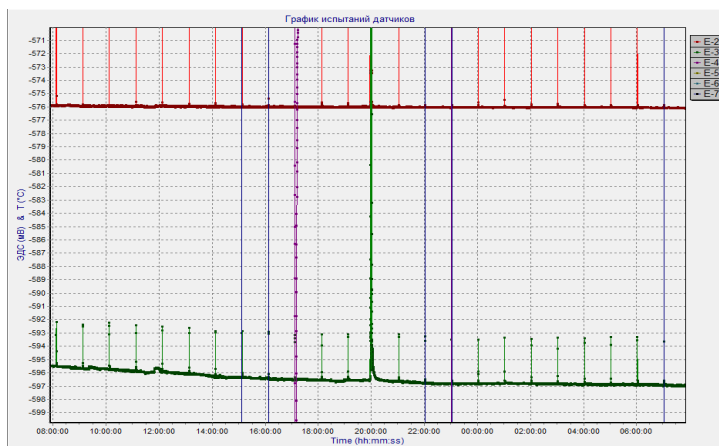


Fig. 2 – Time variation of EMF for the solid electrolyte oxygen sensor with electrical lead made from bismuth oxide (red line) and molybdenum (green line)

When using the oxygen sensors in gas with reference electrodes made from Bi/Bi₂O₃ (electrical lead from Bi₂O₃) and Pb/PbO (electrical lead from PbO) the following dependencies of Gibbs energy of the bismuth and lead oxide formation on the temperature were obtained (for the temperature range 698–803 K):

$$\Delta G_{\text{Bi}_2\text{O}_3}^0 = -584032 \pm 426 + (296,1 \pm 0,6) \cdot T,$$

$$\Delta G_{\text{PbO}}^0 = -218434 \pm 439 + (98,8 \pm 0,6) \cdot T.$$

These dependencies correlate very well with the data obtained by foreign and domestic authors [4–7].

References

1. Shelemetiev V.M., Martynov P.N., Chernov M.E., Ulianov V.V. Control of oxygen and hydrogen impurities in protective gas of HLHC facilities. *Problems of atomic science and technology. Series: nuclear and reactor constants*, 2015, no. 3, pp. 142–162. (In Russian).
2. *Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties*, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. Vienna: Nuclear Energy Agency, 2007.
3. Shmatko B.A., Rusanov E.A. Oxide protection of materials in melts of lead and bismuth. *Material Science*, 2000, vol. 36, pp. 689–700.
4. Kulikov I.S. *Termodinamika oksidov*. Moscow, Metallurgiya Publ., 1986.
5. Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S. Determination of standard molar Gibbs free energy of formation of Bi₂O₃ over a wide temperature range by EMF method. *Journal of chemical thermodynamics*, 2003, vol. 35, pp. 1703–1716.

6. Jacob K.T., Mansoor A.K. Gibbs energy of formation of bismuth (III) oxide. *Thermochimica Acta*, 2016, vol. 630, pp. 90–96.
7. Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S. Standard molar Gibbs free energy of formation of PbO(s) over a wide temperature range from EMF measurements. *Journal of Nuclear Materials*, 2003, vol. 320, pp. 258–264.

Влияние конструктивного исполнения электрода сравнения на метрологические характеристики твердоэлектродного датчика кислорода

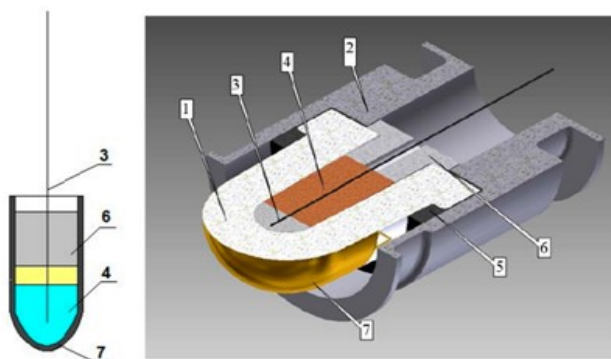
В. М. Шелемetyев, И. И. Иванов, Р. Ш. Асхадуллин, П. В. Кузин

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: датчики кислорода в газах, датчики активности кислорода в жидких металлах, электрод сравнения, потенциалоотъемный вывод, нестабильность ЭДС, молибден, вольфрам, оксидный слой, висмут, свинец, оксид свинца, оксид висмута.

Обладая более чем полувековым опытом в области технологии тяжелых теплоносителей, специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ разработали средства контроля параметров тяжелого теплоносителя, в частности устройства контроля кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях и газовых средах — датчики кислорода на основе твердого электролита $ZrO_2-Y_2O_3$ [1].

Принцип действия датчика основан на избирательной кислород-ионной проводимости твердоэлектродной керамики. Датчик представляет собой гальванический концентрационный элемент (рис. 1), состоящий из следующих компонентов: электрод сравнения / керамический чувствительный элемент / измерительный электрод. Величина ЭДС датчика определяется процессом переноса кислорода от электрода, где его химический потенциал больше, к электроду, где его потенциал меньше. Измерительный электрод представляет собой пористое платиновое покрытие, нанесенное на поверхность керамического чувствительного элемента (в случае газового датчика) или жидкий металл, контактирующий с внешней поверхностью керамического чувствительного элемента, в качестве электрода сравнения используется жидкий металл, находящийся в контакте со своим оксидом, в большинстве случаев это пара $Bi-Bi_2O_3$. Для измерения ЭДС датчика, в жидкий металл электрода сравнения погружается потенциалоотъемник.



- 1 – керамический чувствительный элемент; 2 – корпус; 3 – электрод сравнения;
 4 – потенциалоотъемный вывод; 5 – герметизирующее соединение (ситалл);
 6 – герметизирующая пробка; 7 – измерительный электрод

Рис. 1. Схема пробирочного датчика кислорода

Потенциал измерительного электрода зависит от температуры и парциального давления кислорода или активности кислорода (в случае датчиков активности кислорода в жидких металлах), потенциал электрода сравнения зависит от температуры. Измеряя температуру и ЭДС элемента, можно определить парциальное давление (активность) кислорода в исследуемой среде. Теоретически при постоянном парциальном давлении (активности) кислорода и постоянной температуре сигнал датчика также должен быть постоянным. Однако на практике выявлено, что сигнал датчиков активности кислорода в жидких металлах [2] и газовых датчиков изменяется со временем при неизменных внешних условиях (дрейф сигнала), также со временем имеет место резкая смена (скачки) величины сигнала датчика при неизменной концентрации кислорода во внешней среде.

В результате работ с литературными данными и в ходе экспериментальных исследований авторы доклада пришли к выводу о решающем влиянии материала потенциало-съемного вывода электрода сравнения датчика на вышеперечисленные эффекты.

Исторически сложилось, что в качестве материала потенциало-съемного вывода твердоэлектродного датчика с жидкометаллическим электродом сравнения повсеместно используется молибден, поскольку он практически не растворим в жидком висмуте [3]. Однако при контакте с насыщенным по кислороду висмутом, на поверхности молибдена образуется оксидный слой, обладающий смешанной электронно-ионной проводимостью. В результате на поверхности молибденового потенциало-съемного вывода появляется источник ЭДС, вносящий вклад в общий сигнал датчика и вызывающий появление вышеперечисленных эффектов.

Эффекты проявляются также при использовании вольфрамового потенциало-съемного вывода, а также при использовании в качестве электрода сравнения системы Pb-PbO. Эффекты исчезают при использовании в качестве электрода сравнения системы In-In₂O₃ или Bi-Fe-Fe₃O₄, поскольку молибден не окисляется в данных условиях. Другой вариант устранения проблемы — использование оксидного потенциало-съемника: PbO в случае системы Pb-PbO, Bi₂O₃ в случае системы Bi-Bi₂O₃. Результаты совместных испытаний твердоэлектродных датчиков кислорода в газе с молибденовым потенциало-съемником и потенциало-съемником из Bi₂O₃ при использовании системы Bi-Bi₂O₃ в качестве электрода сравнения представлены на рис. 2.

С применением датчиков кислорода в газах с электродами сравнения Bi/Bi₂O₃ (потенциало-съемник из Bi₂O₃) и Pb/PbO (потенциало-съемник из PbO) были получены следующие зависимости величин энергии Гиббса образования оксидов висмута и свинца

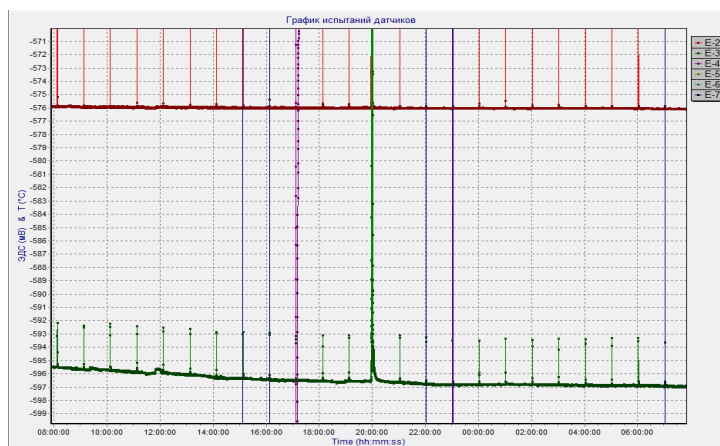


Рис. 2. Зависимость ЭДС от времени твердоэлектродного датчика кислорода с потенциало-съемником из оксида висмута (красная линия) и молибдена (зеленая линия)

от температуры (для интервала температуры 698–803 K):

$$\Delta G_{\text{Bi}_2\text{O}_3}^0 = -584032 \pm 426 + (296,1 \pm 0,6) \cdot T,$$

$$\Delta G_{\text{PbO}}^0 = -218434 \pm 439 + (98,8 \pm 0,6) \cdot T.$$

Полученные зависимости с высокой точностью коррелируют с данными полученными зарубежными и отечественными авторами [4–7].

Литература

1. Шелеметьев В.М., Мартынов П.Н., Стороженко А.Н., Чернов М.Е., Ульянов В.В. Контроль примесей кислорода и водорода в защитном газе установок с ТЖМТ // Вопросы атомной науки и техники Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2015. – № 3. – С. 142–162.
2. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. – Vienna: Nuclear Energy Agency, 2007.
3. Shmatko B.A., Rusanov E.A. Oxide protection of materials in melts of lead and bismuth // Material Science, – 2000. – Vol. 36. – P. 689–700.
4. Куликов И.С. Термодинамика оксидов. – М.: Металлургия, 1986.
5. Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S. Determination of standard molar Gibbs free energy of formation of Bi_2O_3 over a wide temperature range by EMF method // Journal of chemical thermodynamics, – 2003. – Vol. 35. – P. 1703–1716.
6. Jacob K.T., Mansoor A.K. Gibbs energy of formation of bismuth (III) oxide // Thermochimica Acta, – 2016 – Vol. 630. – P. 90–96.
7. Ganesan R., Gnanasekaran T., Srinivasa R.S. Standard molar Gibbs free energy of formation of PbO(s) over a wide temperature range from EMF measurements // Journal of Nuclear Materials. – 2003. – Vol. 320. P. 258–264.

6.9 Equilibrium Potentials of Lead (II) Oxide in an KCl-PbCl_2 Equimolar Mixture

Pershin P. S.* , Batukhtin V. P., Arkhipov P. A., Zaikov Yu. P.

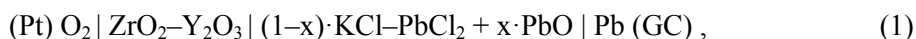
Institute of High-temperature Electrochemistry, Ural Branch of Russian Academy of Sciences. 22, S. Kovalevskoy st. / 20, Akademicheskaya st., Yekaterinburg, 620990, Russia

* E-mail: paffka19@yandex.ru

Keywords: lead, lead oxide, potentials, melt.

In recent years lead has been of interest as a coolant for fast reactors. For the development of technologies for the electrolytic refining of crude lead in an equimolar mixture of lead and potassium chlorides [1, 2], knowledge of the behavior of lead oxide in this system is necessary.

In the present paper the equilibrium potentials of the system:



where $x = (0,4\text{--}7,3) \%$ mole of PbO , are measured in the temperature range of 738–863 K.

Fig. 1 represents the dependence of EMF of the system (1) on the PbO concentration logarithm.

From the values of the straight lines slope tangent $\varepsilon = \ln(N_{\text{PbO}})$, the number of electrons was calculated according to equation:

$$z = \frac{RT}{F\varepsilon} \ln N_{\text{PbO}}, \quad (2)$$

where, $R=8,31 \text{ J/(mole}\cdot\text{K)}$; $F=96500 \text{ C/mole}$. For the temperatures of 738, 773 and 863 K the number of electrons equals 1,99; 1,96 and 2,07 respectively. These values are near to 2.

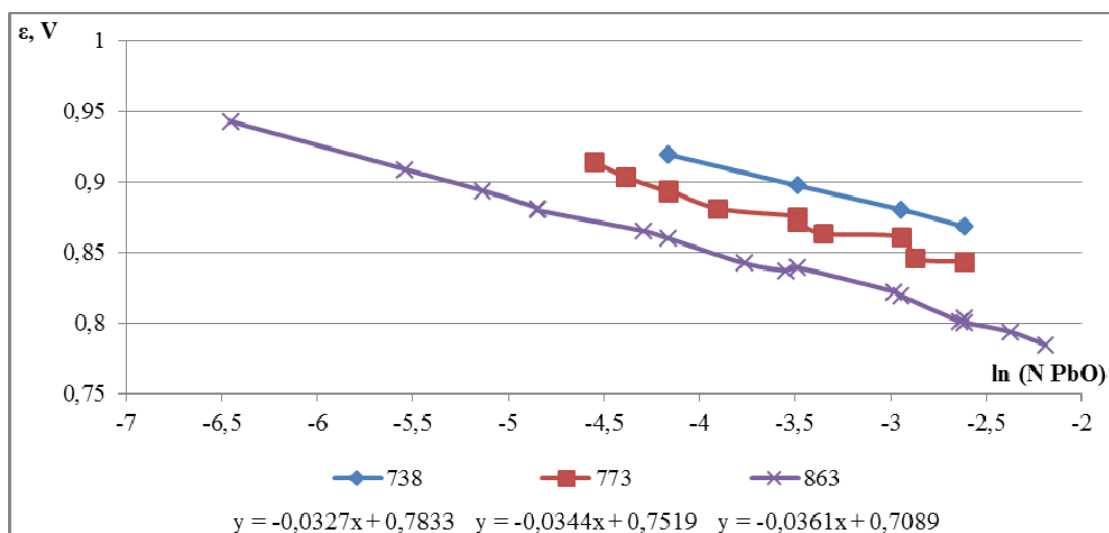


Fig. 1. Dependence of EMF of the system (1) on the PbO concentration logarithm

The EMF of the studied system equals to:

$$\varepsilon = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}} - E_{\text{Pb}^{2+}/\text{Pb}} = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}}^0 - E_{\text{Pb}^{2+}/\text{Pb}}^0 + \frac{RT}{zF} \ln \frac{p_{\text{O}_2}^{1/2} \cdot a_{\text{Pb}^{2+}}}{a_{\text{Pb}} \cdot a_{\text{O}^{2-}}}. \quad (3)$$

Since the concentration of lead ions in this system in comparison with the concentration of oxide ions is sufficiently high, its activity can be taken equal to unity. The activity of metallic lead is also equal to unity. Oxygen pressure $p(\text{O}_2) = 1$ atm. Taking these conditions into account, we obtained the following expression for EMF:

$$\varepsilon = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}}^0 - E_{\text{Pb}^{2+}/\text{Pb}}^0 - \frac{RT}{zF} \ln a_{\text{O}^{2-}}. \quad (4)$$

The value of the difference of standard potentials is denoted by E_{PbO}^* - standard conditional potential of the lead electrode relative to the oxygen reference electrode. If the oxygen ions coefficient of activity is assumed to be constant, then the EMF value is determined only by the concentration of oxygen ions introduced in the form of PbO:

$$\varepsilon = E_{\text{PbO}}^* - \frac{RT}{zF} \ln N_{\text{PbO}}. \quad (5)$$

Using the Nernst equation, we can estimate the value of the conventional standard potential E_{PbO}^* . Using the equation of the equilibrium potentials isotherms, we find the dependence of the conditional standard potential on temperature [6]:

$$E_{\text{PbO}}^* = 1,242 - 4,8 \cdot 10^{-4} T \pm 0,0014 \text{ V} \quad (6)$$

The value of the conditional standard potential is an immediate measure of the change in Gibbs energy during the formation of lead (II) oxide in a molten mixture of potassium chloride and lead:

$$\Delta G_{\text{PbO}}^* = -2FE^* = -239,61 + 0,093T \pm 27 \text{ kJ/mole} \quad (7)$$

It follows from this equation that the change in the enthalpy of PbO formation in the form of a dilute solution is $\Delta H^* = -239,61$ kJ/mole, and entropy is $\Delta S^* = -0,093$ kJ/(mole·K).

The standard heat of formation of solid lead (II) oxide is -219.5 kJ / mole [7]. Hence, the heat of dissolution of PbO in the molten electrolyte is -20,11 kJ/mole. In turn, the heat of dissolution of PbO is composed of the heat of fusion of PbO and the heat of mixing of the liquid lead (II) oxide with the KCl-PbCl₂ eutectic mixture. The heat of fusion is 26,78 kJ/mole [7],

therefore, the enthalpy of mixing of lead (II) liquid oxide in the KCl-PbCl_2 eutectic is – 46,89 kJ/mole. Hence, the dissolution of PbO in the eutectic melt of lead and potassium chlorides proceeds with the absorption of heat.

References

1. Zaikov Yu.P., Arkhipov P.A., Ashikhin V.V., Khalimullina Yu.R. Separation of the Pb-Sb alloys via the electrolysis in chloride melt. *Melts*, 2008, no. 6, pp. 38–45. (In Russian).
2. Zaikov Yu.P., Arkhipov P.A., Khalimullina Yu.R., Pershin P.S., Kholkina A.S. Development of technological basis for processing and utilization of technogenic formations and wastes containing lead. *Rational nature management: thesis of the conference*. 2-3 Dec., 2009. Moscow. Pp. 22–23. (In Rus.).
3. Efremov A.N., Apisarov A.P., Arkhipov P.A., Zaikov Yu.P. Electrical conductivity and liquidus temperature of the $\text{PbCl}_2\text{-KCl-PbO}$ molten system. *Melts*, 2010, no. 1, pp. 29–34. (In Rus.).
4. Pickles C.A., Flengas S.N. *Materials Science Forum*, 1991, vol. 73-75, pp. 199–216.
5. Delimarsii Yu.K., Panchenko I.D., Markov B.F. Electrolysis of the system lead chloride – lead oxide. *Ukrainian chemical journal*, 1956, vol. XXII, no. 5, pp. 574–577. (in Rus).
6. Smirnov M.V. *Electrode potentials in molten chlorides*. Moscow, Science Publ., 1973. 248 p. (In Russian).
7. Kulikov I.S. *Thermodynamics of oxides: Handbook*. Moscow, Metallurgy Publ., 1986. 344 p. (In Russian).

Равновесные потенциалы оксида свинца (II) в эквимольном расплаве KCl-PbCl_2

П. С. Першин*, В. П. Батухтин, П. А. Архипов, Ю. П. Зайков

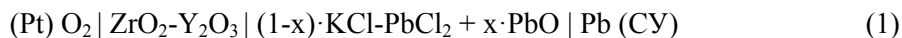
Институт высокотемпературной электрохимии, Уральское отделение РАН
620990, Россия, г. Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, 22 / Академическая, 20

* E-mail: paffka19@yandex.ru

Ключевые слова: свинец, оксид свинца, потенциалы, расплав.

В последние годы свинец представляет интерес в качестве теплоносителя для быстрых реакторов. Для разработки технологии электролитического рафинирования чернового свинца в эквимольной смеси хлоридов свинца и калия [1,2] необходимо знание о поведении оксида свинца в этой системе.

В настоящей работе в интервале температур 738–863 К измерены равновесные потенциалы системы:



где $x=(0,4\text{--}7,3)\%$ мол. PbO .

На рис. 1 представлена зависимость ЭДС элемента от логарифма концентрации оксида свинца.

По значению тангенса угла наклона прямых зависимости $E - \ln(N_{\text{PbO}})$ определили количество электронов:

$$z = \frac{RT}{F\varepsilon} \ln N_{\text{PbO}} \quad (2)$$

где, $R=8,31$ Дж/(моль·К); $F=96500$ Кл/моль. Для температур 738, 773 и 863К число электронов равно 1,99; 1,96 и 2,07 соответственно, что близко к 2.

ЭДС исследуемой ячейки равна:

$$\varepsilon = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}} - E_{\text{Pb}_{2+}/\text{Pb}} = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}}^0 - E_{\text{Pb}_{2+}/\text{Pb}}^0 + \frac{RT}{zF} \ln \frac{p_{\text{O}_2}^{1/2} \cdot a_{\text{Pb}^{2+}}}{a_{\text{Pb}} \cdot a_{\text{O}^{2-}}}. \quad (3)$$

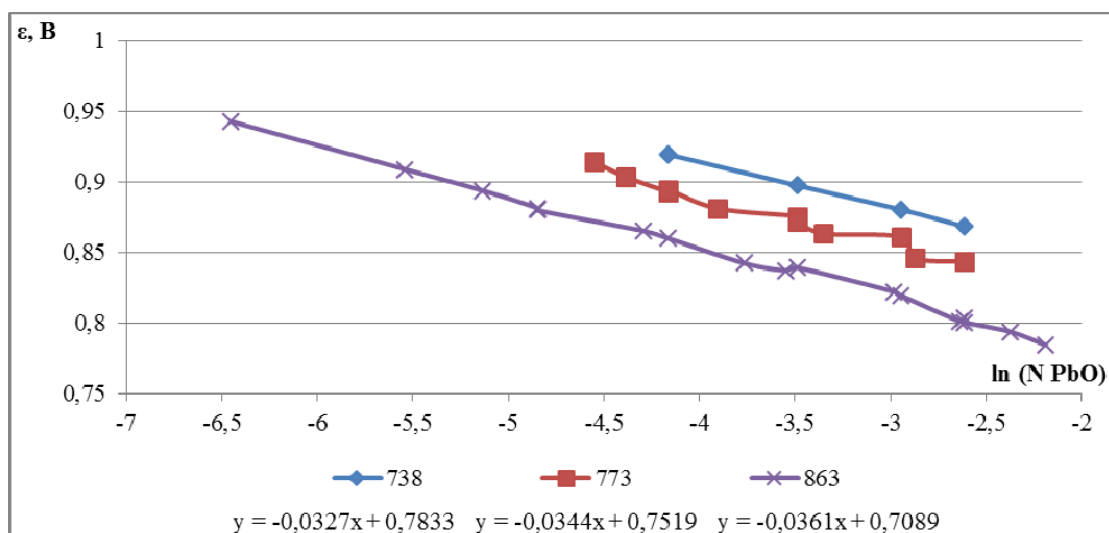


Рис. 1. Зависимость ЭДС системы от логарифма концентрации PbO

Поскольку в данной системе концентрация ионов свинца по сравнению с концентрацией оксидных ионов достаточно велика, то их активность можно принять равной единице, активность металлического свинца так же равна единице. Давление кислорода $p(\text{O}_2)=1$ атм. Учитывая данные условия, получили следующее выражение для ЭДС:

$$\varepsilon = E_{\text{O}_2/\text{O}^{2-}}^0 - E_{\text{Pb}^{2+}/\text{Pb}}^0 - \frac{RT}{zF} \ln a_{\text{O}^{2-}}. \quad (4)$$

Величину разности стандартных потенциалов обозначим как E_{PbO}^* – стандартный условный потенциал свинцового электрода относительно кислородного электрода сравнения. Если принять коэффициент активности ионов кислорода постоянным, то значение ЭДС определяется только концентрацией ионов кислорода, вводимых в виде PbO:

$$\varepsilon = E_{\text{PbO}}^* - \frac{RT}{zF} \ln N_{\text{PbO}}. \quad (5)$$

По уравнению Нернста можно оценить величину условного стандартного потенциала E_{PbO}^* . Используя уравнения изотерм равновесных потенциалов, находим зависимость условного стандартного потенциала от температуры [6]:

$$E_{\text{PbO}}^* = 1,242 - 4,8 \cdot 10^{-4} T \pm 0,0014 \text{ В} \quad (6)$$

Значение условного стандартного потенциала является непосредственной мерой изменения энергии Гиббса при образовании оксида свинца (II) в расплавленной солевой смеси хлоридов калия и свинца:

$$\Delta G_{\text{PbO}}^* = -2FE^* = -239,61 + 0,093 T \pm 27 \text{ кДж/моль} \quad (7)$$

Из этого уравнения следует, что изменение энтальпии образования PbO в виде разбавленного раствора составляет $\Delta H^* = -239,61$ кДж/моль, а энтропии $\Delta S^* = -0,093$ кДж/(моль·К).

Стандартная теплота образования твердого оксида свинца (II) составляет -219,5 кДж/моль [7]. Отсюда можно определить теплоту растворения PbO в расплавленном электролите, которая равна -20,11 кДж/моль. В свою очередь теплота растворения PbO складывается из теплоты плавления PbO и теплоты смешения жидкого оксида свинца с эвтектической смесью KCl-PbCl₂. Теплота плавления составляет 26,78 кДж/моль [7], следовательно, энтальпия смешения жидкого оксида свинца (II) в эвтектике KCl-PbCl₂

составит -46,89 кДж/моль. Значит, растворение PbO в эвтектическом расплаве хлоридов свинца и калия протекает с поглощением тепла.

Литература

1. Зайков Ю.П., Архипов П.А., Ашихин В.В., Халимуллина Ю.Р. Разделение сплавов Pb-Sb электролизом в хлоридном расплаве // Расплавы. 2008. № 6. С. 38–45.
2. Зайков Ю.П., Архипов П.А., Халимуллина Ю.Р., Першин П.С., Холкина А.С. Разработка технологических основ переработки и утилизации техногенных образований и отходов, содержащих свинец // Рациональное природопользование: тез. докл. итоговой конф. по результатам ФЦП. 2-3 декабря 2009 г. Москва. С. 22–23.
3. Ефремов А.Н., Аписаров А.П., Архипов П.А., Зайков Ю.П. Электропроводность и температура ликвидуса расплавленной системы $\text{PbCl}_2\text{-KCl-PbO}$ // Расплавы. 2010. №1. С. 29–34.
4. Pickles C.A., Flengas S.N. // Materials Science Forum. 1991. Vol. 73-75. Pp. 199–216.
5. Делимарский Ю.К., Панченко И.Д., Марков Б.Ф. Электролиз системы хлористый свинец – окись свинца // Украинский химический журнал. 1956. Т. XXII. Вып. 5. С. 574–577.
6. Смирнов М.В. Электродные потенциалы в расплавленных хлоридах. М.: Наука, 1973. 248 с.
7. Куликов И.С. Термодинамика оксидов: Справ. М.: Metallurgia, 1986. 344 с.

Session 7

7.1 Experimental Study of Thermal Hydraulic of Helically Coiled Steam Generating Channel Heated by Lead Coolant for Longitudinal and Transverse Flow

Grabezhnaya V. A., Mikheyev A. S.

JSC "SSC RF – IPPE», Obninsk, Russia

E-mail: gva@ippe.ru

Keywords: helical coiled channel, bundle of heat transfer tubes, steam generator model, hydrodynamic stability, longitudinal flow, transverse flow, heavy coolant, lead, water, steam.

In the late 90-ies of the last century NIKIET proposed a reactor facility (RF) BREST-OD-300 project with a lead coolant in the primary circuit and a steam generator (SG), which is a bundle of helical coiled tubes heated by a heavy coolant. To carry out tests in support of full-scale SG in the OKB "Gidropress", a SG model was developed, but with a longitudinal flow of coolants, consisting of two identical three-tube sections (modules), despite the fact that actual PG design movement of the heating coolant down. The modern SG project differs from the original angle of the on-clone steam generating tubes, as well as the pressure in the water circuit, where they switched from supercritical pressure to a pressure of 18 MPa. Completed tests, even with the new parameters, showed that the output parameters for the steam laid in the SG project in the nominal mode are provided [1].

Despite the fact that the test results of the model steam generator gave extensive information about the nature of heat transfer in different areas of the steam generating channel [2], but an insufficient number of heat transfer tubes in the module (three) does not allow to conclude that the guarantee of a full SG RF BREST hydrodynamic stability in all possible range of operational parameters. On the other hand, in a real design of SG the movement of the heating coolant is lowered with flow around the bundle of tubes, which is close to transverse flow. Geometrical characteristics of the coiled steam generator of a version of 2000 that are different from those use in the project of a steam generator of the present RF (other sizes heat transfer tubes, the other axial and radial steps of these tubes, and the other tubes tilt angle to the horizon). Therefore, the insufficient validity of the transfer of the results obtained on the three-tube model to the full-scale steam generator served as the basis for testing on the multi-tube, full-height fragment patterns of one row of the tube bundle of the module of the standard steam generator [3].

The report compares the results of tests obtained on both models of SG. Tests have shown the absence of thermal-hydraulic instability, both in the case of longitudinal and transverse liquid metal coolant flow. With other equal parameters, the steam temperature at the outlet of the steam-generating tube in the case of a transverse flow of the coolant was higher than for the longitudinal flow of the coolant.

The experimental data obtained in testing the models in question, first of all, necessary to verify the codes enabling the right to expect different modes of operation of the steam generator RF BREST-OD-300. On the other hand, the accumulated experimental material is a source of new data on heat transfer in helical coiled channels at high water pressures.

References

1. Grabezhnaya V.A., Kryukov A.E., Mikheyev A.S., Stein Yu.Yu. Some Research Results on the Model of Helical Coiled Steam Generator Heated by Liquid Lead. *Proc. 4th Conf. "Heavy Liquid-Metal Coolants in Nuclear Technologies" (HLMC-2013)*. September 23–27, 2013, Obninsk. – Obninsk: SSC RF-IPPE Publ., 2014, vol. 1, pp. 139–152.

2. Grabezhnaya V.A., Parfenov A.S., Mikheyev A.S. On Convective Heat Transfer in Helical Coiled Tubes Heated by Liquid Metal. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear-Reactor Constants*, 2016, issue 5, pp. 5–15. (In Russian).
3. Grabezhnaya V.A., Mikheyev A.S. Thermal-Hydraulic Tests of a Multi-Tube Model of a Steam Generator in the Mode of Partial Parameters. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear-Reactor Constants*, 2017, issue 3, pp. 177–186. (In Russian).

Экспериментальное исследование теплогидравлики витого парогенерирующего канала, обогреваемого свинцовым теплоносителем, при продольном и поперечном течении

В. А. Грабежная, А. С. Михеев

ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

E-mail: gva@ippe.ru

Ключевые слова: витой канал, пучок теплообменных труб, модель парогенератора, гидродинамическая устойчивость, продольное течение, поперечное течение, тяжелый теплоноситель, свинец, вода, пар.

В конце 90-х годов прошлого века НИКИЭТ предложил проект РУ БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем в первом контуре и парогенератором (ПГ), представляющем собой пучок витых труб бухтовой компоновки, обогреваемый тяжелым теплоносителем. Для проведения испытаний в обоснование натурного ПГ в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» была разработана модель ПГ, но с продольным течением теплоносителей, состоящая из двух идентичных трехтрубных секций (модулей), несмотря на то, что в реальной конструкции ПГ движение греющего теплоносителя опускное. Современный проект ПГ отличается от первоначального углом наклона парогенерирующих труб, а также давлением в контуре воды, где от сверхкритического давления перешли на давление 18 МПа. Испытания, выполненные уже при новых параметрах, показали, что выходные параметры по пару, заложенные в проект ПГ, в номинальном режиме обеспечиваются [1].

Несмотря на то, что результаты испытаний модели парогенератора дали обширную информацию о характере теплообмена в различных зонах парогенерирующего канала [2], однако недостаточное количество теплопередающих труб в модуле (всего три) не позволяет сделать вывод о гарантии полной гидродинамической устойчивости ПГ РУ БРЕСТ во всем возможном диапазоне эксплуатационных параметров. С другой стороны, в реальной конструкции движение греющего теплоносителя опускное с обтеканием пучка труб, близким к поперечному обтеканию. Геометрические характеристики витого парогенератора варианта 2000 года отличаются от таковых, закладываемых в проект парогенератора настоящей РУ (иные размеры теплопередающей трубы, другие шаги коридорного размещения этих труб, другой угол наклона труб к горизонту). Поэтому недостаточная аргументированность переноса результатов, полученных на трехтрубной модели, на натурный парогенератор послужили основанием для проведения испытаний на многотрубной, полновысотной фрагментной модели одного ряда трубного пучка модуля штатного парогенератора [3].

В докладе приводится сравнение результатов испытаний, полученных на обеих моделях ПГ. Проведенные испытания показали отсутствие теплогидравлической неустойчивости как в случае продольного, так и поперечного омывания парогенерирующей трубы жидкометаллическим теплоносителем. При прочих равных параметрах, температура пара на выходе парогенерирующей трубы в случае поперечного течения теплоносителя выше, чем при продольном течении теплоносителя.

Полученные экспериментальные данные при испытании рассматриваемых моделей необходимы прежде всего для верификации кодов, позволяющих правильно рассчитывать различные режимы работы парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300. С другой стороны, накопленный экспериментальный материал является источником новых данных о теплообмене в витых каналах при высоких давлениях воды.

Литература

1. Некоторые результаты исследования модели витого парогенератора, обогреваемого свинцом / В.А. Грабежная, А.Е. Крюков, А.С. Михеев, Ю.Ю. Штейн // Сб. докладов четвертой конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). 23–27 сентября 2013г., Обнинск. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. – Т. 1. – С. 139–152.
2. Грабежная В.А., Парфенов А.С., Михеев А.С. О конвективном теплообмене в витых каналах с жидкометаллическим обогревом // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2016. – Вып. 5. – С. 5–15.
3. Грабежная В.А., Михеев А.С. Теплогидравлические испытания многотрубной модели парогенератора в режиме частичных параметров // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – Вып. 3. – С. 177–186.

7.2 Multi-Physics CFD Modeling for Design and Safety Analysis of Lead Bismuth Eutectic Cooled Nuclear Reactors

*Marino A., Gladinez K., Gonzalez B., Lim J., Rosseel K., Aerts A.
SCK•CEN, Mol, Belgium*

SCK•CEN, the Belgian Nuclear Research Centre in Mol is developing a lead bismuth eutectic (LBE) cooled fast research reactor conceived as an accelerator driven system, called MYRRHA.

In LBE cooled fast reactors the corrosion of fuel cladding and structural materials is a major challenge. Structural material elements are continuously released and transported along the coolant. These corrosion product impurities may then react with dissolved oxygen present in the LBE. Reaction products of corrosion products with dissolved oxygen precipitate as solid oxides, which may cause blockages in narrow channels such as those of heat exchangers or fuel assemblies.

Corrosion rates, and therefore the risk of blockages, can be minimized by an accurate control of the dissolved oxygen concentration in LBE as well as by an optimal design of a filtering and purification system.

To this aim, integrated numerical codes based on Computational Fluid Dynamics (CFD) and chemical reaction modules are used in the research programme on reactor safety and operability with respect to chemical control of the coolant.

An overview of the main chemical processes affecting reactor operation will be presented. The impact of coolant chemistry on reactor thermal hydraulics is then studied in detail with a newly coupled CFD – chemical equilibrium code.

Relevant examples of its application for design and safety studies will be given focusing on the MYRRHA primary system, but also on key components such as the fuel assembly.

Experimental validation of the numerical simulations will be also presented.

Мультифизическое CFD моделирование для проектирования и анализа безопасности ядерных реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем

А. Марино, К. Гладинез, Б. Гонсалес, Цз. Лим, К. Россил, А. Аэртс

SCK•CEN, Мол, Бельгия

SCK•CEN, Центр ядерных исследований в Бельгии, г. Мол, занимается разработкой быстрого исследовательского реактора с теплоносителем на основе эвтектики свинец-висмут (LBE), задуманного как ускорительно-управляемая система, получившего название MYRRHA.

В быстрых реакторах с теплоносителем на основе LBE коррозия оболочки твэла и конструкционных материалов является серьезной проблемой. Происходит постоянный выброс фрагментов конструкционных материалов и их перенос по теплоносителю. Эти примеси продуктов коррозии могут впоследствии вступать в реакцию с растворенным кислородом, присутствующим в LBE. Продукты реакции между продуктами коррозии и растворенным кислородом осаждаются в виде твердых оксидов, что может вызвать блокировку узких каналов, таких как каналы теплообменников или топливных сборок.

Скорости коррозии и, следовательно, риск блокировок можно свести к минимуму путем точного контроля концентрации растворенного кислорода в LBE, а также путем оптимального проектирования системы фильтрации и очистки.

С этой целью в исследовательской программе по безопасности и работоспособности реактора в отношении химического контроля теплоносителя используются интегрированные численные коды, основанные на расчетной гидрогазодинамике (CFD) и модулях химической реакции.

Будет представлен обзор основных химических процессов, влияющих на работу реактора. Воздействие химического состава теплоносителя на теплогидравлику реактора в дальнейшем подробно изучается с помощью недавно разработанного связанного кода CFD – кода химического равновесия.

Будут представлены соответствующие примеры его применения для исследований в области проектирования и безопасности, особое внимание будет сосредоточено на системе первого контура реактора MYRRHA и на ключевых компонентах, таких как тепловыделяющая сборка. Также будет представлено экспериментальное обоснование численного моделирования.

7.3 Hydrodynamic Properties of Flow Parts in Various Types of Nuclear Power Unit Header Systems

Del'nov V. N.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: delnov@ippe.ru

Keywords: distributing header systems hydrodynamics, hydrodynamics similarity property, coolant distribution pattern.

Distributing header systems (DHS) are generic elements of the flow part of nuclear power units primary equipment and utility systems. They feature complex design and, consequently, complex hydrodynamics of the flow part.

The purpose of this work is to identify the previously unknown peculiarities of the flow part hydrodynamics in axially symmetric DHS with various arrangement of coolant inlet and outlet.

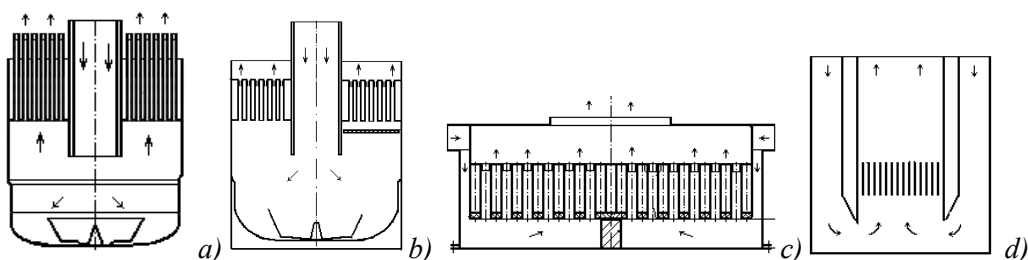
The work contains results of experimental and analytical study of the flow part hydrodynamics of a cylindrical DHS with central coolant inlet and lateral outlet, flat DHS with central coolant inlet and lateral outlet, cylindrical DHS with lateral coolant inlet and central outlet, flat DHS with lateral coolant inlet and central outlet (see figure).

It is shown that alongside "super-restricted" and "super-free" DHS with relatively well-known properties, there is another DHS class with its hydrodynamic peculiarities.

A previously unknown property has been experimentally identified, which lies in the identity of hydrodynamics of the flow parts in axially symmetric flat and cylindrical DHS with back turn of coolant in cases of different locations of flow inlet to the header.

This property is based on the presence of jet-eddy coolant flow in the flow parts of above-mentioned DHS, on the generality of coolant properties typical of this type of flow, on the identity of the mechanisms of conversion between jet types, and on the impact of outlet element and header local hydraulic resistance coefficient ratio on the distribution of coolant flow rate at the header outlet.

This property is induced by the expansion of free and semi-submerged jets and, consequently, decrease of average velocity of the coolant in them due to its slowdown, by conversion of submerged jets into semi-submerged ones and vice versa, by the change of maximum velocity location in the jet cross-section on turns and further along the path of the coolant, by movement of some semi-submerged jets along the perforated paths of the outlet elements with flow rate distribution along the path, which are located outside of the meeting point of the jet and outlet element, by the coincidence of locations of maximum coolant velocity in the jet feeding the outlet element and flow rate of the coolant at its outlet, by the direct proportion between average velocity of the jet feeding the outlet element and maximum flow rate of the coolant at its outlet, and by the inverse proportion between the maximum flow rate of the



Common variants of DHS design: a) and b) – cylindrical and flat-type DHS with central coolant inlet and lateral outlet; c) and d) – cylindrical and flat-type DHS with lateral coolant inlet and central outlet

coolant at the header outlet and the ratio between the coefficients of the outlet element and header local hydraulic resistance.

Experimental and analytical methods were used to identify a previously unknown pattern of coolant distribution at the outlet of cylindrical and flat axially symmetric DHS with back turn of coolant in the header.

This pattern is of universal nature. Each of the mentioned distributions has at least two areas. Only one of them features maximum coolant flow rate and average coolant flow rate value that is higher than the coolant flow rate through the DHS. The coordinates of interface between the areas, the value and coordinates of the maximum and minimum coolant flow rate at the header outlet are variable.

This pattern is induced by the following factors: presence of eddy and stagnant areas in the header; presence of free submerged and semi-submerged jets; conversion of free submerged jets into semi-submerged ones and vice versa taking place at the turn in the header main part; dependence of the coolant distribution pattern at the header outlet on the header design, coolant flow mode and the location of its supply to the header inlet, correlation between local hydraulic resistance of the flow parts in the header and the outlet element; jet ingress to the header bottom; jet contraction at the header inlet with restricted flow area; jet deflection at the bottom and at its joint with the side wall; enlargement of cross-section and, consequently, reduction of average velocity along the path of the free submerged jet in the header main part and semi-submerged jet at the bottom and side wall due to their slowdown; change of the location of the velocity profile maximum in the semi-submerged jet caused by its deflection in the header as a result of contact with structural elements; location and area of the jet and outlet element meeting point; jet landing in the outlet element; coincidence of the location of maximum coolant flow rate at the header outlet with the location of the maximum velocity in the jet at the place of its meeting with the outlet element; direct proportion between the maximum coolant flow rate inside the outlet element channels and average jet velocity at the location of its meeting with the outlet element; higher coolant flow rates in the outlet element channels located at the place of its meeting with the falling jet compared to the coolant flow rates in the remaining channels of this element; movement of the coolant along the outlet element with flow rate distribution along the path outside of the location of its meeting with the jet; direct proportion between the maximum non-uniformity of flow rate distribution at the header outlet and the ratio of local hydraulic resistances of the outlet element and the header flow part.

References

1. Gabrianovich B.N., Delnov V.N., Yurev Yu.S. Zakonomernosti formirovaniya gidravlicheskih neravnomernostei na vykhode iz kollektornykh sistem teploobmennikov i ryeaktorov YaEU. Sb. dokladov nauchno-tekhnicheskoi konf. Teplofizika-2012 "Teplofizicheskie eksperimentalnye i raschetno-tyeoreticheskie issledovaniya v obosnovanie kharakteristik i bezopasnosti yadernykh ryeaktorov na bystrykh neytronakh". Obninsk 24–26 oktyabrya 2012. – V 2-kh t., tom 1. – Obninsk: GNTS RF – FEI Publ., 2013, s. 33–47.
2. Gabrianovich B.N., Delnov V.N. *Osobennosti gidrodinamiki protochnykh chastei kollektornykh sistem teploobmennikov i ryeaktorov YaEU*. Sarov, FGUP "RFYATS-VNIIEF" Publ., 2016. 215 s.
3. Gabrianovich B.N., Delnov V.N. *Otsenka gidrodinamicheskikh neravnomernostei na vykhode iz osesimmetrichnykh tsilindricheskoi i ploskoi razdayushshikh kollektornykh sistem s bokovym podvodom i tsentralnym otvodom potoka*: preprint GNTS RF – FEI-3197. Obninsk, GNTS RF-FEI Publ., 2010. 12 s.
4. Gabrianovich B.N., Delnov V.N. *Otsenka gidrodinamicheskikh neravnomernostei na vykhode iz osesimmetrichnykh tsilindricheskoi i ploskoi razdayushshikh kollektornykh sistem s tsentralnym podvodom i bokovym otvodom potoka*: preprint GNTS RF – FEI-3222. Obninsk, GNTS RF-FEI Publ., 2012. 14 s.

5. Delnov V.N. Svoistvo podobiya gidrodinamiki razdayushchikh kollektorykh sistem s razlichnymi usloviyami podvoda zhidkosti v kollektor. Sb. tezisov dokladov tekhnicheskoi konf. "Термofизика-2018". Obninsk 16–18.05. 2018. Obninsk, GNTS RF – FEI Publ., 2018, s. 24.

Особенности гидродинамики проточных частей различных типов коллекторных систем ядерных энергетических установок

В. Н. Дельнов

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

E-mail: delnov@ippe.ru

Ключевые слова: гидродинамика раздающих коллекторных систем, свойство подобия гидродинамики, закономерность распределения теплоносителя.

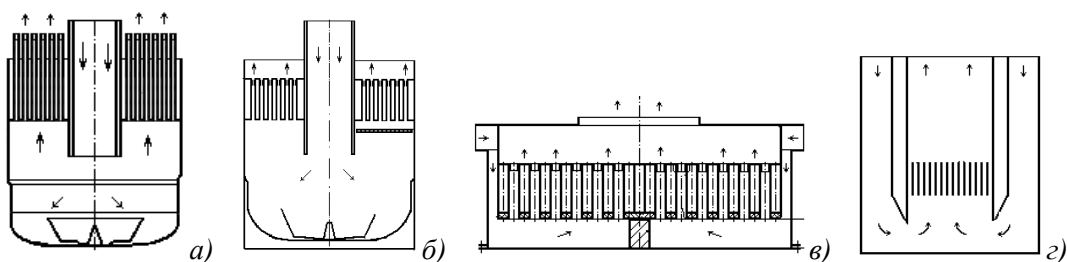
Раздающие коллекторные системы (РКС) являются характерными элементами проточной части основного оборудования и вспомогательных систем ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Для них характерны сложная конструкция и, соответственно, сложная гидродинамика проточной части.

Цель работы — выявление неизвестных ранее особенностей гидродинамики проточных частей осесимметричных РКС ЯЭУ с различными условиями подвода и отвода теплоносителя.

Представлены результаты экспериментального и аналитического исследования гидродинамики проточной части цилиндрической РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя, плоской РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя, цилиндрической РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя, плоской РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя (см. рис.).

Показано, что наряду с «сверхзатеснённой» и «сверхсвободной» РКС, свойства которых относительно хорошо изучены, существует еще один класс РКС, имеющий свои особенные гидродинамические особенности.

Экспериментальным путем установлено неизвестное ранее свойство идентичности гидродинамики проточных частей осесимметричных плоских и цилиндрических РКС с обратным поворотом теплоносителя при различных местоположениях подвода потока в коллектор. Свойство основано на присутствии в проточной части указанных РКС струйно-вихревого течения теплоносителя, универсальности характерных для этого типа течения свойств теплоносителя, идентичности механизмов преобразования одних типов струй в другие и влиянии отношения коэффициентов местного гидравлического сопротивления выходного элемента и коллектора на распределение расхода теплоносителя на выходе из коллектора.



Характерные варианты конструкции РКС: а и б – РКС цилиндрического и плоского типов с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя; в и г – РКС цилиндрического и плоского типов с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя

Данное свойство обусловлено расширением свободных и полузатопленных струй и, соответственно, снижением средней скорости теплоносителя в них за счет ее торможения, преобразованием затопленных струй в полузатопленные струи и наоборот, изменением положения максимальной скорости в поперечном сечении струи на ее поворотах и далее по ходу теплоносителя, движением отдельных полузатопленных струй вдоль перфорированных частей выходного элемента с раздачей расхода по пути, расположенных за пределами места встречи струи с выходным элементом, совпадением местоположений максимальной скорости теплоносителя в подающей на выходной элемент струе и расхода теплоносителя на выходе из него, прямо пропорциональной зависимостью средней скорости в падающей на выходной элемент струе от максимального расхода теплоносителя на выходе из выходного элемента, обратно пропорциональной зависимостью максимального расхода теплоносителя на выходе из коллектора от отношения коэффициентов местного гидравлического сопротивления выходного элемента и коллектора.

Экспериментальным и расчетно-аналитическим путем установлена неизвестная ранее закономерность распределения теплоносителя на выходе из осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типа с обратным поворотом потока в коллекторе.

Закономерность носит универсальный характер, каждое из указанных распределений имеет по меньшей мере две зоны, только для одной из них характерны наличие максимального расхода теплоносителя и превышение среднего расхода теплоносителя в ней над расходом теплоносителя через РКС, координаты границ раздела зон, величина и координаты максимального и минимального расходов теплоносителя на выходе из коллектора переменны.

Закономерность обусловлена наличием в коллекторе вихревых и застойных зон, свободной затопленной и полузатопленной струй, преобразованием при повороте в основной части коллектора свободных затопленных струй в полузатопленные струи и наоборот, зависимостью характера распределения теплоносителя в выходной части коллектора от его конструкции, режима течения теплоносителя и места его подвода во входную часть коллектора, соотношения местных гидравлических сопротивлений проточных частей коллектора и выходного элемента, попаданием струи на днище коллектора, поджатием струи во входной части коллектора с затесненным проходным сечением, поворотом струи на днище и на его стыке с боковой стенкой, увеличением поперечного сечения и, соответственно, уменьшением средней скорости по ходу свободной затопленной струи в основной части коллектора и полузатопленной струи на днище и боковой стенке, происходящими в результате торможения указанных струй, изменением положения максимума профиля скорости в полузатопленной струе при изменении направления ее движения в коллекторе в результате контакта с конструктивными элементами, положением и площадью места встречи струи с выходным элементом, попаданием струи на выходной элемент, совпадением положения максимального расхода теплоносителя на выходе из коллектора с положением максимальной скорости в струе в месте встречи ее с выходным элементом, прямо пропорциональной зависимостью максимального расхода теплоносителя в каналах выходного элемента от средней скорости струи в месте ее встречи с выходным элементом, превышением расходов теплоносителя в каналах выходного элемента, расположенных в месте встречи с ним падающей струи, над расходами теплоносителя в остальных каналах указанного элемента, движением теплоносителя вдоль выходного элемента с раздачей расхода теплоносителя по пути за пределами места встречи струи с ним и прямо пропорциональной зависимостью максимальной неравномерности распределения расхода теплоносителя на выходе из коллектора от отношения местных гидравлических сопротивлений выходного элемента и проточной части коллектора.

Литература

1. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н., Юрьев Ю.С. Закономерности формирования гидравлических неравномерностей на выходе из коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ // Сб. докладов научно-техн. конф. «Теплофизика-2012», в 2-х т. – Обнинск, 24–26.10.2012. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2013. – Том. 1. – С. 33–47.
2. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики проточных частей коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016. – 215 с.
3. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Оценка гидродинамических неравномерностей на выходе из осесимметричных цилиндрической и плоской раздающих коллекторных систем с боковым подводом и центральным отводом потока: Препринт ФЭИ-3197. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010. – 16 с.
4. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Оценка гидродинамических неравномерностей на выходе из осесимметричных цилиндрической и плоской раздающих коллекторных систем с центральным подводом и боковым отводом потока: Препринт ФЭИ-3222. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. – 14 с.
5. Дельнов В.Н. Свойство подобия гидродинамики раздающих коллекторных систем с различными условиями подвода жидкости в коллектор // Сб. тезисов докладов научно-техн. конф. «Теплофизика-2018». Обнинск 16–18.05. 2018. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2018. – С. 24.

7.4 Numerical on Flow-induced Vibration of Fuel Rods Subjected to Turbulent Flow in Lead-based reactor

Guowei Yang^{1,2}, Jianwei Chen^{1*}, Feng lin¹, Huaping Mei¹, Qingsheng Wu¹
FDS Team

¹ Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

² University of Science and Technology of China, Hefei, Anhui 230031, China

*E mail: jianwei.chen@fds.org.cn

Keywords: lead-bismuth eutectic, flow induced vibration, CFD, CSM, fuel rod.

Heavy liquid metals (HLM) such as pure lead and its alloys are chosen as the main candidate coolants for future advanced nuclear systems due to their good nuclear and thermal physical properties. Especially, lead-bismuth eutectic (LBE) has been chosen as the material for spallation target and sub-critical core coolant for accelerator driven system (ADS).

Flow induced vibration (FIV) plays an important role in many industrial applications, including nuclear energy. In a nuclear power plant, several components could experience FIV. Fuel rods, one of the most important parts in the nuclear reactor core, are critical because of the combined effects of very slender shapes of the rods and hydrodynamic loads induced by the turbulent flow of the surrounding coolant fluid. The resulting oscillations may cause abrasion of the cladding, known as fretting wear.

In this article, a numerical study of a nuclear fuel rod system is performed using a combined computational fluid dynamics (CFD) and computational structural mechanic (CSM) approach. In order to verify the correctness of the simulation model, the vibration characteristic of fuel rod in water was calculated, and the obtained results agree with the experiment result. The flow-induced vibration of one fuel rod systems in LBE for different flow velocities are analyzed and reported in detail. It is found that the vibration is dependent on several parameters, such as wall shear forces and pressure. However, the fluid force acting on the fuel rod is mostly due to the pressure. The flow velocity has a significant influence on the flow-induced vibration in axial turbulent flow.

Численное исследование индуцированной потоком вибрации тепловыделяющих элементов под действием турбулентного потока в реакторе со свинцовым теплоносителем

**Говэй Ян^{1,2}, Цзяньвэй Чэнь^{1,*}, Фэн Линь¹, Хуапин Мэй¹, Циншен Ву¹,
Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team**

¹ Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности,
Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская Академия наук,
Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

² Научно-технический университет Китая, Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

*E-mail: jianwei.chen@fds.org.cn

Ключевые слова: свинцово-висмутовая эвтектика, индуцированная потоком вибрация, CFD, CSM, ТВЭЛ.

Тяжелые жидкие металлы (HLM), такие как чистый свинец и его сплавы, выбраны в качестве основных потенциальных теплоносителей для будущих усовершенствованных ядерных систем благодаря их хорошим ядерным и теплофизическим свойствам. В частности, свинцово-висмутовая эвтектика (LBE) была выбрана в качестве материала для спалляционной мишени и теплоносителя подкритической активной зоны для ускорительно-управляемой системы (ADS).

Вибрация под воздействием потока (FIV) играет важную роль и широко используется в промышленности, включая ядерную энергетику. На атомной электростанции FIV может проявиться на нескольких компонентах. Тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ), как один из важнейших конструктивных элементов активной зоны ядерного реактора, играют особую роль из-за суммарного эффекта крайне тонких форм стержней и гидродинамических нагрузок, вызванных турбулентным потоком окружающей охлаждающей среды. Возникающие в связи с этим колебания могут привести к истиранию оболочки, известному как коррозионное истирание.

Данная статья посвящена численному исследованию тепловыделяющих элементов ядерной установки с использованием комбинированного метода расчётной гидрогазодинамики (CFD) и расчётной структурной механики (CSM). Чтобы проверить правильность математической модели, была рассчитана вибрационная характеристика ТВЭЛ в воде, а полученные результаты согласуются с результатом эксперимента. Проанализированы и подробно описаны индуцированные потоком вибрации сборки с одним стержневым тепловыделяющим элементом в LBE для разных скоростей потока. Установлено, что вибрация зависит от нескольких параметров, таких как поперечная сила стенки и давление. Однако сила жидкости, действующая на ТВЭЛ, в основном обусловлена давлением. Скорость потока оказывает значительное влияние на вибрацию, вызванную потоком, в аксиальном турбулентном потоке.

7.5 Heat Removal Performance Study of Reactor Vessel Air Cooling System Based on Small Modular Lead-based Reactor

Guowei Wu, Jin Wang*, Ming Jin, Yong Song, Yican Wu, FDS Team

Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, 230031, China

*E mail: jin.wang@fds.org.cn

Keywords: small modular reactor, lead-based reactor, reactor vessel air cooling system.

Small modular Lead-based Reactor was considered as one of Small Modular Reactor (SMR) candidates due to its high performance in neutronics, thermal hydraulics and inherent safety features. Passive Residual Heat Removal System (PRHRS) is a passive system that passively removes the residual heat under accident conditions. Water is usually chosen coolant of PRHRS because of high heat removal efficiency of water phase change. However, Reactor Vessel Air Cooling System (RVACS) is considered to be used as a promising PRHRS because of simple and small system design according to the miniaturized design requirement of SMR. In order to study the heat removal performance of RVACS in small modular LFR, the RVACS performance study of small modular lead-bismuth cooled reactor has been conducted by using the RELAP5 code in this paper.

The RELAP5 model of LFR was established and verified by comparison with design parameters. Secondly, RVACS performance was investigated under Loss of Power (LOP) transient. The results demonstrated that RVACS could remove the core residual heat under safety limit. Therefore, RVACS have the capability to remove the residual heat of small modular LFR and have the characteristics of inherent safety, which can be as an independent residual heat removal system for small modular LFR. The work provides reference for the PRHRS design and performance study of small modular LFR in the future.

Исследование характеристик отвода остаточного тепловыделения системы воздушного охлаждения корпуса реактора с использованием модульного реактора малой мощности со свинцовым теплоносителем

Говэй Ву, Цзинь Ван*, Мин Цзинь, Юн Сун, Икан Ву

Передовая исследовательская группа по ядерной энергетике FDS Team

Ведущая лаборатория нейтронной физики и радиационной безопасности, Институт технологий безопасности ядерной энергетике, Китайская Академия наук, Хэфэй, Аньхой, 230031, Китай

*E-mail: jin.wang@fds.org.cn

Ключевые слова: модульный реактор малой мощности, реактор с теплоносителем на основе свинца, система воздушного охлаждения корпуса реактора.

Малый модульный реактор с теплоносителем на основе свинца рассматривался в качестве одного из вариантов модульного реактора малой мощности (SMR) из-за его высоких нейтронно-физических, теплофизических характеристик и внутренне присущих характеристик безопасности. Пассивная система отвода остаточного тепловыделения (PRHRS) представляет собой пассивную систему, которая производит пассивный отвод тепла остаточного тепловыделения в аварийных условиях. В качестве теплоносителя в PRHRS обычно выбирается вода из-за высокой эффективности отвода тепла при переходе из водной фазы.

Тем не менее считается, что система воздушного охлаждения корпуса реактора (RVACS) используется в качестве перспективной PRHRS из-за простой и небольшой по размеру конструкции системы в соответствии с требованиями миниатюризации конструкции SMR. Проведено исследование эффективности RVACS модульного реактора малой мощности со свинцовым теплоносителем с использованием кода RELAP5, описанное в данном докладе, в целях изучения характеристик отвода остаточного тепловыделения RVACS в модульных LFR (свинцовый быстрый реактор) малой мощности.

Установлена и верифицирована модель LFR с использованием расчетного кода RELAP5 путем сравнения с проектными параметрами. Во-вторых, эффективность RVACS была исследована в условиях нестационарного режима при потере энергоснабжения (LOP). Результаты показали, что система RVACS способна отводить остаточное тепловыделение активной зоны в соответствии с установленным пределом безопасности. Таким образом, RVACS имеет возможность отводить остаточное тепловыделение модульного LFR малой мощности и обладает характеристиками внутренне присущей безопасности, а также может служить автономной системой отвода остаточного тепловыделения для модульных LFR малой мощности. В этой работе дается ссылка на конструкцию PRHRS и исследование характеристик модульных LFR малой мощности в будущем.

Session 8

8.1 Volatilisation of ^{134}Cs , ^{131}I and ^{210}Po from Lead Bismuth Liquid Metal Solutions Studied by the Transpiration Method

Danilov I. I.^{1,2}, Neuhausen J.¹, Türlér A.², Voegelé A.¹, Hermann D.¹, Müller E.³, Eichler R.^{1,2}, Dressler R.¹

¹ LRC, Paul Scherrer Institute, OFLB, CH-5232 Villigen PSI, Switzerland

² University of Berne, DCB, Freiestrasse 3, CH-3012 Berne, Switzerland

³ LBR, Paul Scherrer Institute, CH-5232 Villigen PSI, Switzerland

E-mail: ivan.danilov@psi.ch

Keywords: generation IV reactors, close the nuclear fuel cycle, volatilization of radionuclides, lead-bismuth eutectic, radiotracers, a homogeneous dilute solution, neutron irradiation, γ -spectrometry, ^{134}Cs , ^{131}I , activation products, transpiration studies.

One prospective direction in the development of generation IV reactors is the use of liquid metals as a coolant. Main goal of the reactors this type is to close the nuclear fuel cycle. For the safety assessment of such systems, it is necessary to study the release of radionuclides from the coolant.

Within the HORIZON2020 project MYRTE [1], previous studies on the volatilization of radionuclides from liquid lead-bismuth eutectic (LBE) relevant for the safety of future accelerator driven systems [2–4], which focussed mainly on polonium, will be extended to measuring the volatilization behaviour of fission products such as caesium and iodine from dilute solutions in LBE.

It is planned to quantitatively determine the release and deposition of these elements using radiotracers. A prerequisite for this is the production of LBE samples that contain suitable radiotracers of the studied elements.

Furthermore, to acquire results that allow extracting physicochemical data for the considered fission product element in dilute solution in the liquid metal, it is important to ensure that the radiotracers present in the sample actually do form a homogeneous dilute solution in the liquid LBE.

For this purpose, it is necessary to avoid the formation of oxides containing the radioactive tracers that are insoluble in the liquid metal and therefore tend to separate from the metal phase, as for example observed for electropositive elements in LBE spallation targets [5].

The current strategy for producing samples containing caesium in dilute LBE solution is based on mixing metallic caesium with LBE and subsequent neutron irradiation to obtain ^{134}Cs as tracer isotope that can be quantified by γ -spectrometry. Because of the high affinity of caesium to oxygen, all the work has to be performed under inert gas or vacuum. Furthermore, since LBE as obtained from the manufacturer contains substantial amounts of dissolved oxygen, it is required to reduce oxygen content the LBE before sample preparation in order to avoid oxidation of the caesium.

The ^{131}I nuclide can be produced in non-carrier added mounts by neutron irradiation of tellurium. Consequently, homogeneous dissolution of Te in LBE is required to obtain suitable samples. This can be achieved either by doping the LBE homogeneously with Te prior to irradiation or by irradiating elemental Te and preparing homogeneous solutions in LBE afterwards.

For the 1st route, apart from ^{131}I activation products of Bi and Pb are formed, such as ^{210}Po , ^{204}Bi , ^{206}Bi , ^{202}Tl and ^{203}Hg . On one hand, these additional radionuclides are interesting candidates for transpiration studies themselves. On the other hand, they can reduce the sensitivity of the analysis of iodine by increasing the background in γ -spectrometry as discussed in [6]. This additional background can be avoided by following the 2nd preparation route.

For both routes, Te was mixed with the appropriate amount of LBE and homogenized in an evacuated quartz ampoule. The conditions for homogenization of the samples and the irradiation procedure were similar to those reported in [7] for Cs-containing LBE.

Here, we describe the methodological developments necessary for employing the transpiration method for such volatilization studies, including the preparation of suitable samples.

We also present the results of various series of experiments that were performed using ^{134}Cs , ^{131}I as well as ^{210}Po tracers and compare them to existing literature data determined by other authors. Finally, we will give an outlook on future work.

References

1. <https://myrte.sckcen.be/>
2. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD-NEA, 2015.
<https://www.oecd-neo.org/science/pubs/2015/7268-lead-bismuth-2015.pdf>
3. B. Gonzalez Prieto, PhD thesis, KU Leuven, Belgium (2015).
4. A. Aerts et al., *J. Nucl. Mater.* 448(1-3), 276 (2014).
5. B. Hammer-Rotzler et al., *Eur. Phys. J. Plus* (2016) 131: 233. doi: 10.1140/epjp/i2016-16233-1.
6. R. Dressler et al., *Ann Rep. Lab. of Radiochem.*, Univ. Bern & PSI, p. 16 (2017).
7. I.I. Danilov et al., *Ann Rep. Lab. of Radiochem.*, Univ. Bern & PSI, p. 11 (2016).

Исследование летучести ^{134}Cs , ^{131}I и ^{210}Po из жидкометаллических растворов свинец-висмут методом испарительного переноса

И. И. Данилов^{1,2}, Дж. Нойхаузен¹, А. Тюрлер², А. Фёгеле¹,
Д. Херманн¹, Э. Мюллер³, Р. Айхлер^{1,2}, Р. Дресслер¹

¹ LRC, Институт Пауля Шеррера, OFLB, CH-5232 Филлиген PSI, Швейцария

² Бернский университет, DCB, Фрайештрассе 3, CH-3012 Берн, Швейцария

³ LBR, Paul Институт Пауля Шеррера, CH-5232 Филлиген PSI, Швейцария

E-mail: ivan.danilov@psi.ch

Ключевые слова: реакторы IV поколения, замыкание, ЯТЦ, летучесть радионуклидов, свинцово-висмутовая эвтектика, радиоактивные индикаторы, облучение нейтронами, γ-спектрометрия, ^{134}Cs , ^{131}I , продукты активации, испарительный перенос.

Одним из перспективных направлений развития реакторов поколения IV является использование жидких металлов в качестве теплоносителя. Основная задача реакторов такого типа — замыкание ядерного топливного цикла. Для оценки безопасности таких систем необходимо изучить выход радионуклидов из теплоносителя.

В рамках проекта MYRTE [1] Европейской программы HORIZON2020 предшествующие исследования в области летучести радионуклидов из жидкометаллической свинцово-висмутовой эвтектики (LBE), имеющие отношение к безопасности будущих ускорительно-управляемых систем [2–4], которые сосредоточены в основном на полонии, будут распространены на измерения характеристик летучести продуктов деления, таких как цезий и йод, из разбавленных растворов в LBE.

Планируется количественно определить выделение и осаждение этих элементов с использованием радиоактивных индикаторов. Предпосылкой для этого является получение образцов LBE, содержащих соответствующие радиоактивные индикаторы исследуемых элементов.

Кроме того, для получения результатов, позволяющих извлекать физико-химическую информацию для изучаемого элемента продукта деления в разбавленном растворе в жидком металле, важно обеспечить возможность для радиоактивных индикаторов, присутствующих в образце, образовывать однородный разбавленный раствор в жидком LBE.

Для этой цели необходимо избегать образования оксидов, содержащих радиоактивные индикаторы, которые нерастворимы в жидком металле и поэтому имеют тенденцию отделяться от металлической фазы, как это можно наблюдать на примере электроположительных элементов в спалляционных мишенях LBE [5].

Существующая стратегия приготовления образцов, содержащих цезий в разбавленном растворе LBE, основана на смешивании металлического цезия с LBE и последующем облучении нейтронами для получения ^{134}Cs в качестве изотопного индикатора, который можно количественно охарактеризовать с помощью гамма-спектрометрии. Из-за высокого сродства цезия к кислороду, вся работа должна выполняться в инертном газе или в вакууме. Кроме того, поскольку LBE при получении от изготовителя содержит значительное количество растворенного кислорода, необходимо снизить содержание кислорода в LBE перед приготовлением образцов, чтобы избежать окисления цезия.

Нуклид ^{131}I может быть получен в установках без добавления носителя посредством нейтронного облучения теллура. Следовательно, для получения подходящих образцов требуется однородное растворение Te в LBE. Этого можно достичь либо путем легирования LBE до образования гомогенной системы с Te перед облучением, либо путем облучения элементарного Te и последующего приготовления гомогенных растворов в LBE.

При использовании 1-го метода подготовки, помимо ^{131}I , образуются продукты активации Bi и Pb, такие как ^{210}Po , ^{204}Bi , ^{206}Bi , ^{202}Tl и ^{203}Hg . С одной стороны, эти дополнительные радионуклиды представляют интерес для потенциальных исследований в области испарительного переноса. С другой стороны, они могут снизить чувствительность анализа йода за счет увеличения фона при использовании γ -спектрометрии, как показано в работе [6]. Этот дополнительный фон можно избежать, следуя второму методу подготовки.

В обоих методах Te смешивали с соответствующим количеством LBE и гомогенизировали в вакуумированной кварцевой ампуле. Условия гомогенизации образцов и процедуры облучения были аналогичны условиям, описанным в [7] для цезийсодержащих LBE.

В докладе приводится описание научно-методологических разработок, необходимых для применения метода испарительного переноса для подобных исследований летучести, включая приготовление соответствующих образцов.

Нами также представлены результаты различных серий экспериментов, которые были выполнены с использованием радиоактивных индикаторов ^{134}Cs , ^{131}I , а также ^{210}Po , и сравнение их с существующими литературными данными, определенными другими авторами. Наконец, нами будет представлена концепция направлений работ на перспективу.

Литература

1. <https://myrte.sckcen.be/>
2. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD-NEA, 2015.
<https://www.oecd-neo.org/science/pubs/2015/7268-lead-bismuth-2015.pdf>
3. B. Gonzalez Prieto, PhD thesis, KU Leuven, Belgium (2015).
4. A. Aerts et al., *J. Nucl. Mater.* 448(1-3), 276 (2014).
5. B. Hammer-Rotzler et al., *Eur. Phys. J. Plus* (2016) 131: 233. doi: 10.1140/epjp/i2016-16233-1.
6. R. Dressler et al., *Ann Rep. Lab. of Radiochem.*, Uni. Bern & PSI, p. 16 (2017).
7. I.I. Danilov et al., *Ann Rep. Lab. of Radiochem.*, Univ. Bern & PSI, p. 11 (2016).

8.2 Polonium Activity Release from Heavy Liquid Metal Coolant into Gaseous Phase

Gonchar N. I., Pankratov D. V.

JSC "SSC RF-IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: nigon@ippe.ru

Keywords: heavy liquid metal coolant, polonium, lead polonide, evaporation velocity, effective vapour pressure, thermodynamic activity coefficient.

An experimental study on polonium release into gaseous phase from heavy liquid metal coolant (HLMC) containing lead performed at IPPE. Lead, lead-bismuth and lead-lithium eutectics researched. The amount of evaporated polonium measured at different temperature and different cover gas pressure. The velocity of polonium activity release was calculated. The thermodynamic activity coefficient for polonium in HLMC estimated by IPPE experimental data presented in the paper. A comparison with results obtained by different researches [1] made. Possible reasons of anomaly high polonium release at low temperature are considered. A presence of some amount of elementary polonium in HLMC could be one of them. The estimation of elementary polonium quota into lead and lead-bismuth eutectic at temperature 300 and 500 °C made.

References

1. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Material Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, Nuclear Science, NEA 2015.

Выход полониевой активности из ТЖМТ в газовую фазу

Н. И. Гончар, Д. В. Панкратов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

E-mail: nigon@ippe.ru

Ключевые слова: ТЖМТ, полоний, полонид свинца, скорость испарения, эффективное давление паров, коэффициент термодинамической активности.

В ГНЦ РФ - ФЭИ были выполнены лабораторные исследования выхода полония в газовую фазу из содержащих свинец тяжёлых жидкометаллических теплоносителей: свинец, свинцово-висмутовая и свинцово-литиевая эвтектики. Было измерено количество испарившегося полония и рассчитана скорость выхода полониевой активности при различных температурах и различном давлении защитного газа. В докладе представлены оценки коэффициентов термодинамической активности полония в перечисленных ТЖМТ, полученные из экспериментальных данных ФЭИ. Выполнено сравнение с результатами других исследователей [1]. Рассмотрены возможные причины anomalously высокой скорости выхода полония при низкой температуре. Одной из них может быть наличие в теплоносителе некоторой доли полония в элементарной форме. Выполнена оценка доли чистого полония в свинце и свинцово-висмутовой эвтектике при температурах 300 и 500 °C.

Литература

1. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Material Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, Nuclear Science, NEA 2015.

8.3 Evaporation and Adsorption Behaviour of Iodine Released from Irradiated Tellurium-Doped LBE

E. Karlsson^{1,2*}, J. Neuhausen¹, I. Danilov^{1,2}, R. Eichler^{1,2}, A. Türler²

¹ Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland

² University of Bern, Hochschulstrasse 6, 3012 Bern, Switzerland

*E-mail: erik-olov.karlsson@psi.ch

To determine the risk of release events for the MYRRHA-reactor the most important radionuclides have been studied using thermochromatography. One of the most relevant is iodine because of its fission yield and volatility. In an INES level 2 or above accident iodine will contribute a large part of the total potential dose to the public. Determining the magnitude of the release of iodine and finding a way to mitigate it in an accident event is therefore vital for obtaining a license to construct the reactor.

The experimental work was carried out by evaporating iodine from a lead-bismuth eutectic (LBE) matrix. This evaporation was conducted in dry and moist helium, hydrogen and oxygen carrier gases. The evaporated iodine was carried through a thermal gradient furnace (700°C to 25°C) inside a column made of either 316L stainless steel (reactor material) or fused silica. During the transport down the thermal gradient the iodine will adsorb and desorb to the wall of the column. Eventually, in a certain range in the gradient tube the adsorption is strong enough to let the sticking time of iodine exceed the experimental duration of 2 hours and the iodine is stuck in place inside the column. This deposition is measured using an HPGe-detector to give a distribution of the activity in the column. The distribution of activity is fed along with experimental parameters to a Monte Carlo simulation which quantifies the interaction between the specie and the column surface in an adsorption enthalpy value (ΔH_{ads}).

For H₂ and He the results for iodine deposition look similar with deposition temperatures of 100–200 °C whereas O₂ produces more volatile species. Surface type seems to have little impact except in reducing environment on stainless steel where a higher surface affinity is observed. The moisture content in the carrier gas also seems to not give a big influence on the behaviour. This may be indicative of no hydroxide species being formed or a very high moisture sensitivity enabling what little water is present in the dry conditions (5–30 ppm) to react with the iodine. Further experiments will be performed using a mass spectrometer to determine the speciation of the gas after it has passed over the LBE. While this does not provide a complete picture due to the possibility of surface and/or transport reactions being involved in the deposition process, it should still give a good indication of how the system behaves.

Испарение и адсорбционные свойства йода, выделяемого из облученного свинцово-висмутного сплава, легированного теллуром

Э. Карлссон^{1,2*}, Дж. Нойхаузен¹, И. Данилов^{1,2}, Р. Айхлер^{1,2}, А. Тюрлер²

¹ Институт Пауля Шеррера, 5232 Филлиген PSI, Швейцария

² Бернский университет, Хохшультрассе 6, 3012 Берн, Швейцария

*E-mail: erik-olov.karlsson@psi.ch

Для определения риска, связанного с событиями выброса радионуклидов для реактора MYRRHA, проведено термохроматографическое исследование наиболее важных радионуклидов. Одним из наиболее важных является йод из-за его выхода как продукта деления и летучести. На уровне 2 INES (Международная шкала ядерных событий) или более высокого уровня аварийных событий, на долю йода приходится значительная

часть общей потенциальной дозовой нагрузки на население. Поэтому определение величины выброса йода и поиск способа смягчения последствий в случае аварийной ситуации является крайне важным для получения лицензии на строительство реактора.

Экспериментальные исследования проводились путем испарения йода из матрицы на основе свинцово-висмутовой эвтектики (LBE). Это испарение проводилось в сухом и влажном гелии, водороде и кислородсодержащих газах. Испарившийся йод пропускали через термоградиентную печь (от 700 до 25 °C) внутри колонки, изготовленной из нержавеющей стали 316L (материал реактора) или плавленого кварца. При перемещении с понижающимся температурным градиентом йод адсорбируется и десорбируется на стенке колонки. В результате, в определенной области градиентной трубки адсорбция становится достаточно высокой, чтобы время прилипания йода превысило продолжительность эксперимента, составляющую 2 часа, и йод застревал внутри колонки. Это осаждение измеряется при помощи HPGe-детектора для определения распределения активности в колонке. Данные о распределении активности наряду с экспериментальными параметрами используются для моделирования методом Монте-Карло, дающим количественную оценку взаимодействия между веществом и поверхностью колонки в величинах энтальпии адсорбции (ΔH_{ads}).

Для H_2 и He получены сходные результаты по осаждению йода при температурах осаждения 100–200 °C, тогда как O_2 производит больше летучих веществ. Тип поверхности, по-видимому, оказывает незначительное влияние, за исключением случая, когда это происходит в восстановительной среде на нержавеющей стали, где наблюдается более высокое сродство поверхности. Содержание влаги в газе-носителе также, по-видимому, не оказывает большого влияния на характеристики. Это может свидетельствовать о том, что не происходит образование гидрооксидных соединений, либо о крайне высокой чувствительности к влаге, что допускает присутствие незначительного количества воды в сухих условиях (5–30 ppm) для вступления в реакцию с йодом. Дальнейшие эксперименты будут проведены с использованием масс-спектрометра для определения состава газа после прохождения через LBE. Хотя это не дает полной картины из-за возможности поверхностной и/или транспортной реакции в процессе осаждения, это должно все же дать хорошее представление о том, как ведет себя система.

8.4 Lead-Containing Coolants in Advanced Technologies of Solid, Liquid and Gaseous Raw Material Processing

Ul'yanov V. V., Askhadullin R. Sh., Mel'nikov V. P., Gulevskiy V. A.,
Koshelev M. M., Storozhenko A. N.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: vulyanov@ippe.ru

Keywords: heavy liquid metal coolant, fast neutron reactors, coolant technology, thermoelectrochemical water decomposition, liquid-metal pyrolysis of waste automobile tires, nanomaterials.

The choice of low-melting point metals as coolants for nuclear reactors is conditioned by their physical and chemical properties. In case of a turbulent flow of liquid inside pipes, heat transfer is performed by means of flow turbulent mixing as well as by molecular thermal conductivity of the coolant. Compared to other types of coolants, liquid metal has better molecular thermal conductivity. This results in bigger amount of heat being transferred due to thermal conductivity and provides for better heat-transfer properties of liquid metals – the fact that, mainly, constitutes the advantages of using them as coolants.

Naval reactors with liquid-metal coolant are compact in size, attain power quickly, and feature a higher level of potential safety including the ability to decrease power automatically under accident conditions. Reactors with Pb-Bi coolant were in operation in the USSR. They operated in "navigation" mode for about 20 reactor-years with total operating time of about 80 reactor-years.

The key problem that had to be solved when mastering the Pb-Bi coolant technology was the creation of a coolant quality assurance system. Unavailability of such a system along with the lack of knowledge of liquid metal properties resulted in an accident on the K-27 nuclear submarine in 1968. Afterwards a system of lead-bismuth coolant technology was created in the Institute for Physics and Power Engineering. Adoption of this system on the available loop-type reactors made it possible to avoid accidents connected with the application of liquid-metal coolant.

Liquid metals are also the only coolants that meet all the heat removal and nuclear requirements applicable to the intermediate and fast neutron power reactors, as well as to the breeders. This accounts for the presence of three big projects of civil fast neutron reactors developed in Russia (BN, SVBR, BREST), as well as tens of projects of various maturity level developed in the world (PBWFR, SSTAR, ALFRED, MYRRHA, CLEAR and others).

In Russia, considerable attention is paid to the problems of coolant quality assurance. Quality assurance systems are adopted not only at reactor units, but also at experimental facilities as well. The culture of coolant handling at State Corporation ROSATOM enterprises is constantly promoted and improved.

However, the utilization capacity of lead-containing melts goes beyond reactor units. Chemical inertness to water and organic substances, high boiling temperature and ability to have low pressure inside the circulation loop, easy reduction of the oxide to lead, reversible cycle "metal-metal oxide", which is attractive for many chemical technology processes, and many other physical and chemical properties make it possible to consider the melts of low-melting point metals in the new technologies of solid, liquid and gaseous raw material processing. The most developed technologies to date are described below.

1) High-temperature thermoelectrochemical water decomposition. This process can be realized thanks to the fact that lead-containing melts interact with water at ultra low content of dissolved oxygen. In this case the reaction with water does not subside only if the dissolved oxygen is continuously removed from the melt. This can be provided for using special oxygen pumps based on zirconium dioxide. This process results in obtaining hydrogen and ultra-pure oxygen evolving on the inner surfaces of the oxygen pump.

2) Liquid-metal pyrolysis of solid organic wastes, primarily waste automobile tires. Pyrolysis (i.e. heating without oxygen access) is considered the most advanced technique of waste automobile tire reprocessing. This process can convert environmentally harmful waste to synthetic oil, carbon black, metal cord and pyrolysis gas. However, there are only few economically viable pyrolysis technologies, as it is important to keep the pyrolysis duration rather short – otherwise, the share of marketable products in the total mass diminishes very quickly. Longer duration of pyrolysis also deteriorates economic indicators due to the endothermic nature of the process [1]. For this reason, "classic" pyrolysis of solid organic waste in inert gas is not widely applied. Application of lead coolant dramatically reduces the pyrolysis duration, makes it possible to obtain high-priced products, removes harmful sulfur- and nitrogen-containing compounds from the products.

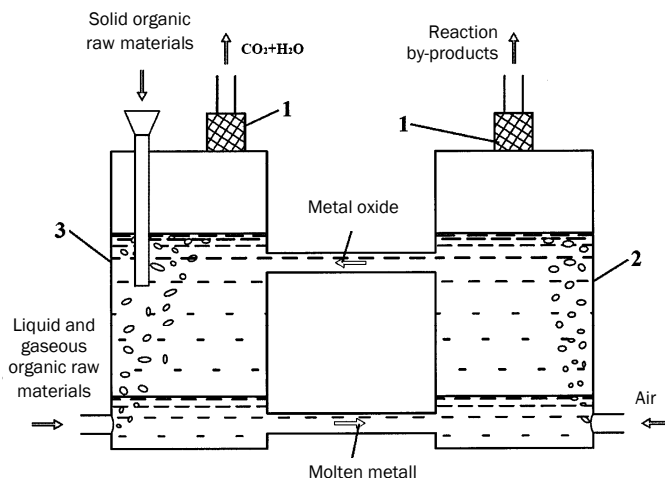
3) Liquid-metal matrices for production of nanostructural aerogels. This process involves two consecutive stages: dissolution of metal (e.g. aluminum) in a liquid-metal matrix (e.g. bismuth); selective oxidation of dissolved metal by a mixture of hydrogen, water steam and inert gas.

4) Intermediate liquid-metal heat-transfer circuits. In this direction, the most advanced developments are innovative liquid-metal crystallizers for continuous casting machines at steel-casting complexes and annular lead-bismuth heat exchangers in oil processing apparatuses with open straight firing.

5) Selective oxygen separation from air for chemical industry processes. Metal oxide is generated in the separator tank 2 by air oxidation of molten metal.

Density difference is used to supply the obtained metal oxide from separator tank 2 to oxidizer tank 3 and to supply the molten metal from oxidizer tank 3 to separator tank 2. The evolving gases are purified using high-temperature filters 1.

The studies are performed with state financial support via Ministry of Education and Science of Russia (unique R&D identifier is RFMEFI57916X0136).



References

1. Ul'yanov V.V., Koshelev M.M., Kharchuk S.E., Gulevsky V.A., Timochkin A.V. Investigation of the regularities of pyrolysis of solid organic polymers by heating with molten. *Neftekhimiya*, 2018, vol. 58, no. 1, pp. 72–79. (In Russian).

Свинцоводержащие теплоносители в перспективных технологиях переработки твердого, жидкого и газообразного сырья

В. В. Ульянов, Р. Ш. Асхадуллин, В. П. Мельников, В. А. Гулевский, М. М. Кошелев, А. Н. Стороженко

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

E-mail: vulyanov@ippe.ru

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, реакторы на быстрых нейтронах, технология теплоносителя, термoeлектрохимическое разложение воды, жидкометаллический пиролиз отработавших автомобильных шин, наноматериалы.

Выбор расплавов легкоплавких металлов в качестве теплоносителей ядерных реакторов объясняется их физико-химическими свойствами. При турбулентном течении жидкостей в трубах передача тепла осуществляется как за счет турбулентного перемешивания потока, так и путём молекулярной теплопроводности теплоносителя. Жидкометаллические теплоносители обладают лучшей по сравнению с другими теплоносителями молекулярной теплопроводностью. Это определяет большую долю тепла, переносимого за счёт теплопроводности, и обеспечивает лучшие теплопередающие свойства жидких металлов, что, в основном, и определяет преимущества их использования в качестве теплоносителей.

Судовой реактор с жидкометаллическим теплоносителем компактен, быстро набирает мощность, а также обладает повышенной потенциальной безопасностью, в том числе и способностью самопроизвольно уменьшать мощность в аварийных ситуациях. Реакторы с теплоносителем Pb-Bi эксплуатировались в СССР. В общей сложности они

отработали на «ходовых» режимах около 20 реакторо-лет при общей наработке 80 реакторо-лет.

Ключевой проблемой, решавшейся при освоении теплоносителя Pb-Bi, было создание системы его контроля и поддержания качества. Отсутствие такой системы вместе с недостатком знаний о свойствах жидких металлов привело в 1968 г. к аварии на АПЛ К-27. Впоследствии в физико-энергетическом институте создали систему технологии свинцово-висмутового теплоносителя. Ее внедрение на имевшихся реакторах петлевой компоновки позволило исключить аварии, связанные с применением жидкометаллического теплоносителя.

Жидкие металлы также являются единственными теплоносителями, удовлетворяющими всем требованиям в отношении теплоотвода и ядерных свойств, предъявляемым к энергетическим реакторам на промежуточных и быстрых нейтронах, а также к реакторам-размножителям. Именно этим объясняется наличие сразу трех крупных проектов гражданских реакторов на быстрых нейтронах, разрабатываемых в России (БН, СВБР и БРЕСТ), а также десятки проектов разной степени проработанности, разрабатываемых в мире (PBWFR, SSTAR, ALFRED, MYRRHA, CLEAR и др.).

В России вопросам обеспечения качества теплоносителя и сейчас уделяется пристальное внимание. При этом системами контроля и поддержания качества теплоносителей оснащаются как реакторные установки, так и исследовательские стенды, а культура обращения с теплоносителями на предприятиях ГК «Росатом» повышается и совершенствуется.

Однако только лишь реакторными установками не исчерпывается потенциал использования свинецсодержащих расплавов. Химическая инертность по отношению к воде и органическим веществам, высокая температура кипения и возможность иметь низкое давление в циркуляционном контуре, легко восстанавливаемый до свинца оксид и заманчивый для многих процессов химической технологии обратимый металлооксидный цикл «металл – оксид металла», а также и многие другие физико-химические свойства позволяют рассматривать расплавы легкоплавких металлов в новых технологиях переработки твердого, жидкого и газообразного сырья. Ниже приведем наиболее проработанные на сегодняшний день технологии.

1) Высокотемпературное термoeлектрохимическое разложение воды. Данный процесс может быть реализован благодаря тому, что свинецсодержащие расплавы взаимодействуют с водой при крайне малом содержании в них растворенного кислорода. При этом реакция с водой не будет затухать только в том случае, если из расплава непрерывно отводить растворенный кислород. Это возможно при использовании специальных кислородных насосов на основе диоксида циркония. В результате можно получать водород и особо чистый кислород, выделяющийся на внутренних поверхностях кислородного насоса.

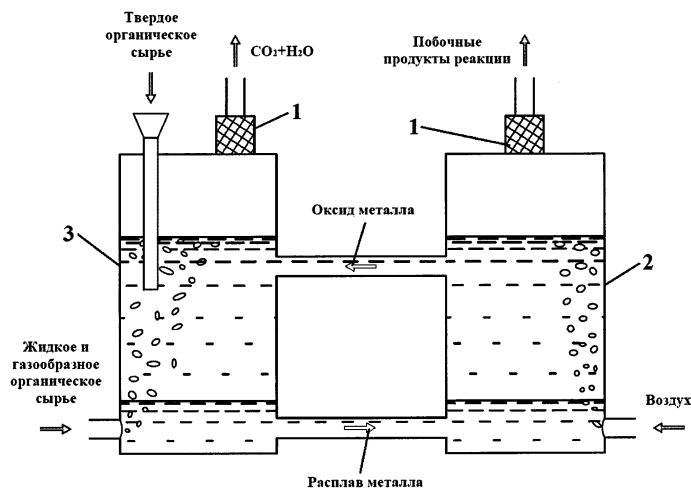
2) Жидкометаллический пиролиз твердых органических отходов, в первую очередь — отработавших автомобильных шин. Из существующих методов переработки отработавших шин наиболее перспективным считается пиролиз, т. е. нагрев шин без доступа кислорода. В результате такого нагрева вместо экологически вредного отхода получают синтетическая нефть, технический углерод, металлокорд и пиролизный газ. Однако экономически оправданных технологий пиролиза единицы, т. к. важно, чтобы длительность пиролиза была относительно невелика, иначе доля товарных продуктов в общей массе получившихся стремительно уменьшается. Большая длительность процесса также ухудшает экономические показатели из-за эндотермичности процесса [1]. По этой причине «классический» пиролиз твердых органических отходов в инертном газе широко не применяется, а использование свинцового теплоносителя кардинально сни-

жает длительность пиролиза, позволяет получать дорогостоящие продукты, убирает вредные серосодержащие и азотосодержащие соединения из продуктов.

3) Жидкометаллические матрицы для получения наноструктурных аэрогелей. Суть процесса заключается в реализации двух последовательных процессов: растворении металла (например, алюминия) в жидкометаллической матрице (например, висмуте); селективном окислении растворенного металла смесью водорода, водяного пара и инертного газа.

4) Промежуточные жидкометаллические теплообменные контура. По данному направлению наиболее перспективно выглядят инновационные жидкометаллические кристаллизаторы для машин непрерывного литья заготовок сталелитейных комплексов, а также кольцевые свинцово-висмутовые теплообменники в нефтеперерабатывающих аппаратах с открытым огневым нагревом.

5) Селективное выделение кислорода из воздуха для процессов химической промышленности (см. рисунок). Оксид металла генерируют в блоке-разделителе 2 окислением расплава металла воздухом. За счет разности плотностей обеспечивают подачу полученного оксида металла из блока-разделителя 2 в блок-окислитель 3 и поступление расплава металла из блока-окислителя 3 в блок-разделитель 2. Получающиеся газы очищают при помощи высокотемпературных фильтров 1.



Исследования проводятся при финансовой поддержке государства в лице Минобрнауки России (уникальный идентификатор ПНИЭР RFMEFI57916X0136).

Литература

1. Ульянов В.В., Кошелев М.М., Харчук С.Е., Гулевский В.А., Тимочкин А.В. Исследование закономерностей пиролиза твердых органических полимеров при их нагреве расплавом металла // Нефтехимия. 2018. Т. 58. № 1. С. 72–79.

8.5 Application of HLMC in the Technology of Metal Radioactive Waste Processing

Voronin I. A., Melnikov V. P., Yagodkin I. V., Posazhennikov A. M., Legkikh A. Yu., Nikolaev A. N.

Joint Stock Company "State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky", Obninsk, Russia

Keywords: lead-bismuth, processing, metal radioactive waste, gas cleaning, melting unit, aerosols, heavy liquid-metal coolant (HLMC).

Materials that contain radioactive substances, various metal structures included, are formed during the operation of nuclear power facilities. At the same time, the assignment of a material to radioactive waste makes its reuse impossible, and such materials are subject to disposal. About 1-2 thousand tons of metal radioactive wastes (MRW) are accumulated per year at an NPP under the routine operation [1]. They are also formed when power units are decommissioned, and their volume is, at least, 15,000 tons during decommissioning of one 1000 MW unit [2].

For reducing the MRW volume, generated in the course of dismantling, they are cut, loaded into containers and pressed. However, an increase in the degree of reduction of the MRW volume can only be achieved if they are melted into ingots and pellets.

Considering the fact that the main part of the formed MRW is represented by scarce and expensive high-alloyed corrosion-resistant chrome-nickel steels, it is more promising and profitable to re-melt the MRW with simultaneous decontamination.

One of the promising technologies for processing metal radioactive waste is MRW processing by means of a melting unit cooled by HLMC. The application of HLMC for cooling the shell of the melting unit has the following advantages:

- heat is removed at a low pressure of the coolant (up to 5 atm.) which ensures the system safety and reliability and dramatically reduces a specific amount of metal per structure;
- the coolant has a high boiling point (above 1650 °C), it does not burn, explode, and it is safe within the operating range of the parameters; these properties reduce the expenses for meeting the requirements related to technical safety;
- the coolant has excellent thermophysical parameters (thermal conductivity, heat capacity, etc.) which make it possible to provide efficient and economic heat transfer in the closed cooling circuit of the melting unit.

The remelting process is accompanied by the release of aerosols including radioactive ones. A combined modular system has been developed for trapping these aerosols. It allows one to purify flows of high-temperature waste gas (up to 1800 °C) and to achieve the finish section efficiency of 99.95%.

For preparing this paper we used the results that had been obtained the course of implementation of the project of the Russian Ministry of Education and Science – “Development of a technology of utilization of metal radioactive waste on the basis of melting units with liquid-metal heat removal”. The unique identifier of PNIER (Applied Research and Experimental Developments) is RFMEFI62614X0002.

References

1. Kryukov O.V., Abramov A.A., Lebedev V.V. et al. *Problems of nuclear heritage and ways to solve them*. V. 2. Development of the radioactive waste management system in Russia. Ed. by L.A. Bolshov, N.P. Laverov, I.I. Linge. Moscow, Energopromanalitika Publ., 2013, 392 p. (In Russian).
2. Skachok M.A. Handling of spent nuclear fuel and radioactive waste from nuclear power plants. Textbook for universities. Moscow, Publishing House of Moscow Power Engineering Institute, 2007. 448 p. (In Russian).

Применение ТЖМТ в технологии переработки металлических радиоактивных отходов

И. А. Воронин, В. П. Мельников, И. В. Ягодкин, А. М. Посаженников,
А. Ю. Легких, А. Н. Николаев

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: свинец-висмут, переработка, металлические радиоактивные отходы, газоочистка, плавильный агрегат, аэрозоли, тяжелый жидкометаллический теплоноситель (ТЖМТ).

В процессе эксплуатации объектов ядерной энергетики образуются материалы, содержащие радиоактивные вещества, в том числе различные металлические конструкции. При этом отнесение материала к радиоактивным отходам исключает повторное использование, и такие материалы подлежат захоронению. На АЭС при штатном режиме работы накапливается примерно 1–2 тыс. т металлических радиоактивных отходов (МРО) в год [1]. Они образуются также при выводе энергоблоков из эксплуатации, при этом их объем при выводе из эксплуатации одного энергоблока мощностью 1000 МВт составляет не менее 15 тыс. т [2]. Для сокращения объема получаемых при демонтаже МРО их режут, загружают в контейнеры и прессуют. Однако увеличение степени сокращения объема МРО можно достичь только переплавляя их в слитки и гранулы.

Учитывая тот факт, что основная часть образующихся МРО представлена дефицитными и дорогостоящими высоколегированными коррозионно-устойчивыми хром-никелевыми сталями, более перспективным и экономически выгодным является переплав МРО с одновременной дезактивацией.

Одной из перспективных технологий переработки металлических радиоактивных отходов является переработка МРО с помощью плавильного агрегата охлаждаемого ТЖМТ. Применение ТЖМТ для охлаждения корпуса плавильного агрегата имеет следующие преимущества:

- отвод тепла происходит при низком давлении теплоносителя (до 5 атм.), что обеспечивает безопасность, надежность системы и резко снижает металлоемкость конструкции;

- теплоноситель имеет высокую температуру кипения (выше 1650 °С), не горит, не взрывается и безопасен в рабочем диапазоне параметров, что уменьшает затраты на обеспечение требований по технической безопасности;

- теплоноситель имеет отличные теплофизические параметры (теплопроводность, теплоемкость и др.), что позволяет обеспечивать эффективную и экономическую теплопередачу в замкнутом циркуляционном контуре охлаждения плавильного агрегата.

Процесс переплавки сопровождается выходом аэрозолей, в том числе радиоактивных. Для локализации указанных аэрозолей разработана комбинированная модульная система, позволяющая производить очистку отходящих газовых потоков с высокой температурой (до 1800 °С) и эффективностью финишной секции 99,95%.

В работе использован материал, полученный в рамках проекта Минобрнауки России по теме «Разработка технологии утилизации металлических радиоактивных отходов на основе плавильных агрегатов с жидкометаллическим отводом тепла». Уникальный идентификатор ПНИЭР – RFMEFI62614X0002.

Литература

1. Крюков О.В., Абрамов А.А., Лебедев В.В. и др. *Проблемы ядерного наследия и пути их решения*. Т. 2. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России / Под общ. ред. Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге. — М., ОАО «Энергопроманалитика», 2013, 392 с.
2. Скачок М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС: Учеб. пособие для вузов. М.: Изд. дом МЭИ, 2007. 448 с.

8.6 The Immobilization of the ash Residue Produced as a Result of Processing Radioactive Ion-Exchange Resins in a Lead Melt

Skomorokhova S. N., Trifanova E. M., Sitnikov I. V.,
Nikolaev A. N., Askhadullin R. Sh.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: isitnikov@ippe.ru

The process of thermal destruction of the spent ion-exchange resins (IER) in a lead melt followed by immobilization of the ash residue in a water-resistant compound was tested in order to substantiate the technology of management of liquid radioactive waste (LRAW) of ion-exchange resins. A simulated composition of the spent IER of nuclear power plants was used for the process development. It was prepared on the basis of KU-2-8 and AB-17 ion-exchange resins by transition to corresponding salt forms (Na^+ , NO_3^- , K^+ , NH_4^+ and BO_3^{3-} -forms) using standard techniques [1]. The weight of the simulated IER was reduced down to 90%wt. with the production of an ash residue – a dispersed material of black color that was slightly soluble in water and a mixture of acids. This reduction has been achieved at the optimum process parameters using pilot equipment. Fe, Ni, Pb, Na, K, etc. with the concentration from 0.4% wt. to 10.4% wt. represented chemical composition of the main metal components of the soluble part of the ash residue. The composition was determined by the atom-emission method ("Optima 7000DV" instrument with ICP with the detection limit of $10^{-4}\%$ wt.).

Recipes of mineral-like compounds were developed, and a number of candidate samples of mineral-like compounds were fabricated on the basis of the studies of physical and chemical properties and structure of alkali-slag cement materials that had been carried out earlier. These compounds contained up to 45-46 %wt. of the ash residue. The fabricated samples meet the regulatory requirements stated in Standards and Regulations (SP)-019-15 and feature high engineering quality parameters (mechanical strength is 14–31 MPa, a water resistance, which is measured by ^{137}Cs leaching rate, is $<1 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^2 \times \text{day}$, waterproofness is $>>5 \text{ MPa}$ after a water storage for 90 days). These characteristics prove that the conditioned product of the ash residue immobilization – an alkali-slag compound - is suitable for long-term storage. The total reduction of the IER pulp by 13.5 times by volume and by 6.2 times by weight has been achieved as a result of the IER processing and the ash immobilization into a water-resistant compound [2–8].

References

1. Skomorokhova S.N., Nikolaev A.N., Trifanova E.M., Sitnikov I.V., Grushicheva E.A. Conditioning of Spent ion-exchange Resins Followed by Solidification in the Alkali-slag Long-lived Matrix with an Increased Level of Filling with Resins. *Oriental journal of chemistry*, 2015, 31(4), 2165–2178.
2. Krivenko, P.V. Physical and chemical foundations of durability of an alkali-slag stone. *Tsement*, 1990, 11, 2–5 (In Russian).
3. Krivenko, P.V., Skurchinskaya, Zh.V., Lavrinenko L.V., Konovalov, E.E., Starkov O.V. Environmentally safe localization of waste of radioactive alkali metals in alkali binders. *Tsement*, 1993, 5, 31–33 (In Russian).
4. Perera, D., Vance, E., Kiyama, S., Aly, Z., Yee, P. Geopolymers as Candidates for Immobilisation of Low- and Intermediate – Level Waste. *Mater. Res. Soc. Symp. Proc.*, 2007, 985, p. 6.
5. Rakhimov R.Z., Rakhimova N.R., Ozhovan M.I., Sukhanov L.P. Cement system for radioactive waste immobilization. *Stroitelnye materialy*, 2012, 1, 39-41 (In Russian).
6. Kumar, S., Kumar, R., Bandopadhyay, A., Mehrotra, S.P. Novel geopolymeric building materials through synergistic utilization of industrial waste. *Alkali-activated materials – Research, Production and Utilization*. Proceedings of International Conference, 2007, 429-446. Praga.
7. Swanepoel, J.C., Strydom, C.A. Utilisation of fly ash in a geopolymeric material, *Applied Geochemistry*, 2002, 17(8), 1143-1148.

8. Skomorokhova, S.N., Bogdanovich, N.G., Kononov, E.E., Korchagin, Yu.P. et al. (2011). The cementation technology development for RAW conditioning. *Bezopasnost okruzhayushchei sredy*, 2010, 3, 75–80 (In Russian).

Иммобилизация зольного остатка, полученного от переработки радиоактивных ионообменных смол в расплаве свинца

**С. Н. Скоморохова, Е. М. Трифанова, И. В. Ситников,
А. Н. Николаев, Р. Ш. Асхадуллин**

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

E-mail: isitnikov@ippe.ru

Ключевые слова: отработанные ионообменные смолы, свинец, жидкие радиоактивные отходы, переработка, вторичные отходы, зола, шлаки, кондиционирование, иммобилизация радионуклидов, матричные материалы, качество компаундов.

В обоснование технологии обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) ионообменных смол (ИОС) проведены испытания процесса термической деструкции отработанных ИОС в расплаве свинца с последующей иммобилизацией полученного зольного остатка в водоустойчивый компаунд. При разработке процесса использовали модельный состав отработанных ИОС атомных электростанций, подготовленный на основе ионообменных смол КУ-2-8 и АВ-17 переводением в соответствующие солевые формы (Na^+ , NO_3^- , K^+ , NH_4^+ и BO_3^{3-} -формы) по стандартным методикам [1]. При оптимальных параметрах процесса на экспериментальном оборудовании достигнуто сокращение массы модельных ИОС до 90 масс.% с получением зольного остатка — дисперсного материала черного цвета, малорастворимого в воде и смеси кислот. Химический состав основных металлических компонентов растворимой части зольного остатка, установленный атомно-эмиссионным методом (прибор Optima 7000DV с ICP с пределами обнаружения на уровне 10^{-4} масс%) представлен элементами Fe, Ni, Pb, Na, K и др. с содержанием от 0,4 до 10,4 масс.%.

На основании проведенных ранее исследований физико-химических свойств и структуры шлакощелочных цементных материалов разработаны рецептуры и изготовлен ряд кандидатных образцов минералоподобных компаундов, включающих до 45–46 масс.% зольного остатка. Изготовленные образцы отвечают нормативным требованиям НП-019-15 и характеризуются высокими технологическими показателями качества (механическая прочность 14–31 МПа, водоустойчивость по скорости выщелачивания $^{137}\text{Cs} < 1 \times 10^{-3} \text{ г/см}^2 \times \text{сут}$, водостойкость $>> 5 \text{ МПа}$ после 90 суток выдержки в воде), которые отражают пригодность для долговременного хранения кондиционированного продукта иммобилизации зольного остатка — шлакощелочного компаунда. В результате переработки ИОС и иммобилизации золы в водоустойчивый компаунд достигнуто суммарное сокращение пульпы ИОС в 13,5 раз по объему и в 6,2 раза по массе [2–8].

Литература

1. Skomorokhova S.N., Nikolaev A.N., Trifanova E.M., Sitnikov I.V., Grushicheva E.A. Conditioning of Spent ion-exchange Resins Followed by Solidification in the Alkali-slag Long-lived Matrix with an Increased Level of Filling with Resins. *Oriental journal of chemistry*, 2015; 31(4), 2165–2178.
2. Кривенко П.В. Физико-химические основы долговечности шлакощелочного камня // Цемент, 1990. № 11, с. 2–5.
3. Кривенко П.В., Скурчинская Ж.В., Лавриненко Л.В., Коновалов Э.С., Старков О.В. Экологически безопасная локализация отходов радиоактивных щелочных металлов в щелочных вяжущих // Цемент, 1993. № , с. 31–33.

4. Perera, D., Vance, E., Kiyama, S., Aly, Z., Yee, P. Geopolymers as Candidates for Immobilisation of Low- and Intermediate – Level Waste. *Mater. Res. Soc. Symp. Proc.*, 2007, 985, p. 6.
5. Рахимов Р.З., Рахимова Н.Р., Ожован М.И., Суханов Л.П. Цементные системы для иммобилизации радиоактивных отходов // *Строительные материалы*, 2012, № 1, с. 39–41.
6. Kumar, S., Kumar, R., Bandopadhyay, A., Mehrotra, S.P. Novel geopolimeric building materials through synergistic utilization of industrial waste. *Alkali-activated materials – Research, Production and Utilization. Proceedings of International Conference*, 2007, 429-446. Praga.
7. Swanepoel, J.C., Strydom, C.A. Utilisation of fly ash in a geopolymetric material // *Applied Geochemistry*, 2002, 17(8), 1143-1148.
8. Скоморохова, С.Н., Богданович, Н.Г., Коновалов, Э.Е., Корчагин, Ю.П. и др. Развитие технологии цементирования для кондиционирования РАО // *Безопасность окружающей среды*, 2010, № 3, с. 75–80.

8.7 Potential of Heavy Liquid-Metal Coolant Application in High-Power Density Heat Exchangers

Koshelev M. M., Ul'yanov V. V., Konovalov M. A., Gulevskiy V. A., Kharchuk S. E.

JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia

E-mail: mkoshelev@ippe.ru

Keywords: heavy liquid metal coolant, lead-containing melts, heat exchangers, petroleum refining, direct-fired furnace, coke formation, heat and mass transfer.

Direct-fired furnaces are widely used in oil processing and chemical industries. Due to prominent temperature non-uniformity in the combustion chamber, some of the tubes get overheated, which is accompanied by increased coke formation on the heat transfer surfaces contacting with oil products. This process decreases performance reliability of the equipment, its operational life and oil processing efficiency.

Presently, the activities aimed at coping with the task are focused on the enhancement of "traditional" direct-fired furnace design. Decrease of the temperature differential on the heat transfer surface is achieved mainly by means of optimization of burner arrangement and modification of heat-exchange coil profiles. However, difficult heat exchange conditions along with design features do not make it possible to achieve uniformity of temperature over the cross-section of direct-fired furnace heat exchange tubes.

In this paper, it is suggested to use the technologies and scientific capacity available in the atomic industry, where a solution was found to the problem of transferring high-grade heat from reactor cores operating at temperatures up to 823 K to steam generators with total capacity of about 3000 MW. The operating experience of liquid metal coolants like sodium, lead, lithium, and melts on their basis amounts to decades. Their usage in the reactor primary circuit made it possible to decrease the dimensions of the cores compared to the cores cooled by water. The size reduction was achieved thanks to the beneficial combination of thermohydraulic, thermophysical and physico-chemical properties of liquid metal coolant. It should be noted that the eutectic alloy of lead and bismuth was successfully applied in nuclear steam-generating systems of nuclear-powered submarines.

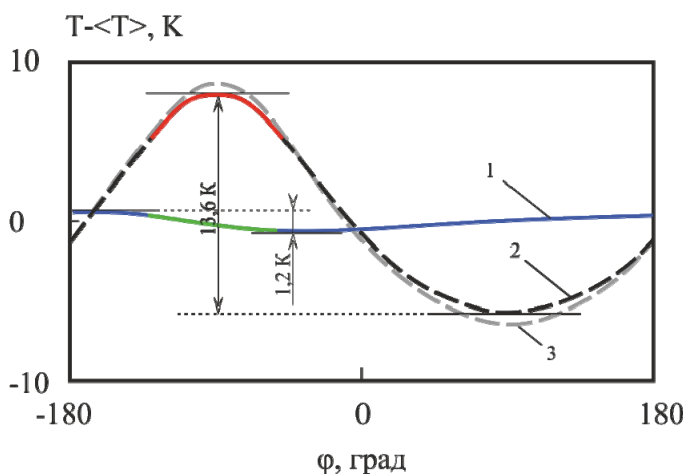
The paper presents the principle of oil product heating using lead-bismuth eutectic and the design of heat-exchange tubes for direct-fired furnaces. The design features a double-pipe heat exchanger with the annular gap filled with lead-bismuth eutectic. Direct fire heating is performed from the outer surface, while the oil products are located in the inner tube.

CFD-package OpenFOAM and numerical simulation methods were used to perform comparative appraisal of temperature distribution along the heat-exchange surface that is in contact with oil products for "traditional" heat-exchange tube and the tube design suggested

by the authors, under conditions of non-uniform direct fire heating from the outer surface. The calculation results are given in the figure. One can see that the tube design suggested by the authors helps flatten the temperature fields along the heat-exchange cross-section.

As it can be seen, the design of a direct-fired furnace heat exchange tube suggested by the authors offers substantial advantages. It can help reduce the dimensions of direct-fired oil-product furnaces, increase the power density and performance reliability of the equipment. However, this design introduces additional thermal resistance to the value of the flame to oil product heat transfer coefficient, which is comparable to the thermal resistance of 10 mm thick steel.

An important factor in flattening the temperature along the heat-exchange tube cross-section is realization of stable natural circulation in the annular gap. Accordingly, a full-scale scientific and engineering study must be performed in order to execute specific design solutions.



Deviation of temperature from the mean value in the cross-section of a heat-exchange tube contacting with oil products:

*1 – with annular gap (10 mm), filled with lead-bismuth; 2 – steel (wall thickness 16 mm);
3 – steel (wall thickness 6 mm)*

References

1. Ulianov V.V., Gulevsky V.A., Shelemetiev V.M. et al. The use of Pb and Pb-Bi coolants in new technologies for processing solid, liquid and gaseous media // *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*. – 2012. No. 4. – P. 102-109.
2. Efanov A.D., Ivanov K.D., Martynov P.N., Orlov Yu.I. The technology of lead-bismuth coolant for nuclear power plants of the first and second generations // *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*. 2007. No. 1. P. 138-144.

Перспективы использования тяжелых жидкометаллических теплоносителей в высокоэнергонапряженных теплообменных аппаратах

М. М. Кошелев, В. В. Ульянов, М. А. Коновалов, В. А. Гулевский, С. Е. Харчук

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

E-mail: mkoshelev@ippe.ru

Ключевые слова: тяжёлый жидкометаллический теплоноситель, свинецсодержащие расплавы, теплообменные аппараты, переработка нефтепродуктов, печи огневого нагрева, коксообразование, тепломассоперенос.

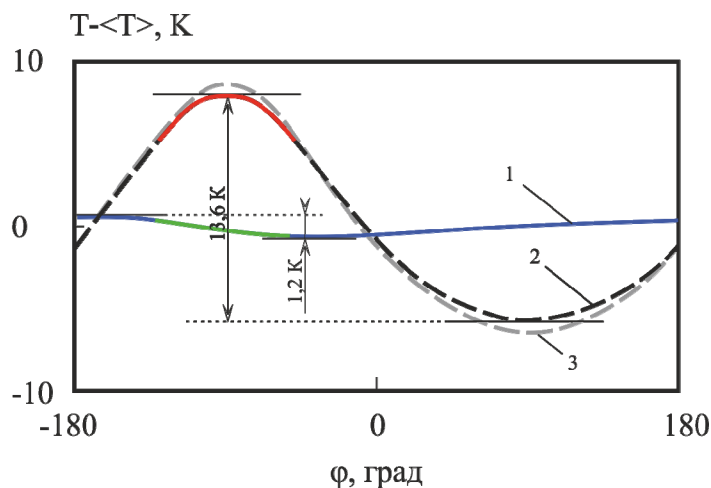
Печи огневого нагрева широко используются в нефтеперерабатывающей и химической отрасли. Из-за значительной неоднородности температур в их камере сгорания происходит перегрев части труб, сопровождающийся повышенным коксообразованием на поверхностях теплообмена, контактирующих с нефтепродуктами. И, как следствие, снижается надежность работы оборудования, его ресурс работы и эффективность нефтепереработки.

В настоящее время работы, необходимые для решения поставленной задачи, ориентированы на совершенствование конструкции «классических» печей огневого нагрева. Снижение перепада температур на теплообменной поверхности достигается в основном за счёт оптимизации расположения горелок и изменения профилей теплообменных змеевиков. Однако сложные условия теплообмена наряду с конструктивными особенностями не позволяют добиться постоянства температур по сечению теплообменной трубы печи огневого нагрева.

В данной работе предложено использовать технологии и научный задел атомной отрасли [1]. В этой отрасли успешно решена проблема передачи высокопотенциального тепла от активных зон, функционирующих при температурах до 823 К, к парогенераторам суммарной мощностью ~ 3000 МВт. Опыт эксплуатации таких жидкометаллических теплоносителей, как натрий, свинец, литий и сплавов на их основе составляет десятки лет. Их использование в первом контуре реакторных установок позволило уменьшить габариты активных зон в сравнении с конкурентными активными зонами, охлаждаемыми водой. Такая экономия в размерах достигнута благодаря удачному сочетанию теплогидравлических, теплофизических и физико-химических свойств жидкометаллических теплоносителей. Стоит отметить, что эвтектический сплав свинца с висмутом был успешно применен в ядерных паро-производящих установках атомных подводных лодок [2].

В работе представлен принцип нагрева нефтепродуктов с применением эвтектического сплава свинца с висмутом, и конструкция теплообменных труб для печей огневого нагрева. Конструкция представляет собой теплообменник «труба в трубе», кольцевой зазор которого заполнен эвтектическим сплавом свинца с висмутом, огневой нагрев осуществляется с наружной поверхности, нефтепродукты располагаются во внутренней трубе.

С использованием численного моделирования в CFD-пакете OpenFOAM проведены сравнительные оценки распределения температур по теплообменной поверхности, контактирующей с нефтепродуктами, для «традиционной» теплообменной трубы и конструкции трубы, предложенной авторами, в условиях неравномерного огневого нагрева с наружной поверхности. Результаты расчета представлены на рисунке. Можно видеть, что конструкция трубы, предложенная авторами, способствует выравниванию температурных полей по сечению теплообменной трубы.



Отклонение температуры от средней величины в сечении теплообменной трубы, контактирующей с нефтепродуктами: 1 – с кольцевым зазором (10 мм), заполненным свинец-висмутом; 2 – сталь (толщина стенки 16 мм); 3 – сталь (толщина стенки 6 мм)

Как видно, предложенная авторами конструкция теплообменной трубы печи огневого нагрева обладает существенными преимуществами. Она может позволить снизить габариты печей огневого нагрева нефтепродуктов, повысить энергонапряженность и надежность работы оборудования. Однако конструкция вносит дополнительное термическое сопротивление в величину коэффициента теплопередачи от пламени к нефтепродуктам, сравнимое с термическим сопротивлением ~10 мм стали.

Важным фактором выравнивания температуры по сечению теплообменной трубы является осуществление устойчивой естественной циркуляции в кольцевом зазоре. Поэтому для реализации определенных конструкторских решений необходимо проведение полноценной научной и конструкторской проработки.

Литература

1. Ульянов В.В., Гулевский В.А., Шелемetyев В.М. и др. Применение теплоносителей Pb и Pb-Bi в новых технологиях переработки твердых, жидких и газообразных сред // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2012. – № 4. – С. 102–109.
2. Ефанов А.Д., Иванов К.Д., Мартынов П.Н., Орлов Ю.И. Технология свинцово-висмутового теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколений // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2007. – № 1. – С. 138–144.

Обложка *Л. Н. Чикинёва*

Верстка *В. Н. Долженко*

Подписано к печати 26.09.2018 г.

Усл. п. л. 10,2 Уч.-изд. л. 11,6 Тираж 200 экз. Заказ № 298.

Отпечатано в ОНТИ АО «ГНЦ РФ — ФЭИ».

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского».