ISSN 2414-5726

ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ
Федеральное государственное унитарное предприятие
«Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова»

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

№ 1 (23) 2021

Сосновый Бор

ISSN 2414-5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

№ 1 (23) 2021

Издается с 2015 года Сборник распространяется на территории Российской Федерации

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

Главный редактор — В.А. Василенко, профессор, доктор технических наук, генеральный директор ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

ЧЛЕНЫ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ

В.И. Альмяшев, кандидат химических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

А.Я. Благовещенский, доктор технических наук, профессор ВУНЦ-ВМФ «Военно-морская академия», Военно-морской политехнический институт, Санкт-Петербург.

В.И. Бурсук, доктор технических наук, директор центра сервиса АО «Концерн «НПО «Аврора», Санкт-Петербург.

В.С. Гурский, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

В. В. Гусаров, чл.-корр. РАН, доктор химических наук, Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, Санкт-Петербург.

А.Л. Дмитриев, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

Ю.Э. Зевацкий, доктор химических наук, АО «Новбытхим», Санкт-Петербург.

А.В. Ельшин, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

С.С. Ермаков, доктор химических наук, Санкт-Петербургский государственный университет.

А.А. Ефимов, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

Ю.В. Крюков, (ответственный секретарь), кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

Ю.А. Мигров, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

Л.Н. Москвин, доктор химических наук, Санкт-Петербургский государственный университет.

Е.Б. Панкина, кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

С.А. Петров, доктор технических наук, НИИ кораблестроения и вооружения ВМФ, Санкт-Петербург.

О.Ю. Пыхтеев, кандидат химических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

О. В. Родинков, доктор химических наук, Санкт-Петербургский государственный университет.

О.Б. Самойлов, доктор технических наук, АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

В. Л. Столярова, чл.-корр. РАН, доктор химических наук, Институт химии силикатов им. И.В. Гребенщикова РАН, Санкт-Петербург.

А. А. Сулацкий, (ответственный редактор), кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

В.Б. Хабенский, доктор технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

Учредитель: ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова».

Издание зарегистрировано Федеральной службой по надзору в сфере связи и массовых коммуникаций
Свидетельство о регистрации СМИ: ПИ № ФС77–58865 от 28.07.14.
Адрес редакции: 188540 Россия, Ленинградская область, г. Сосновый Бор, Копорское шоссе 72, ФЯО ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

Телефон: 8 (813-69) 6-01-43 — отв. секретарь редколлегии.
Факс: 8 (813-69) 2-36-72. E-mail: foton@niti.ru; Интернет сайт: www.niti.ru.
Подписной индекс 43300 в объединенном каталоге «Пресса России».

Научно-технический сборник включен в Перечень рецензируемых научных изданий, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание ученой степени кандидата наук, на соискание ученой степени доктора наук по специальности 05.14.03 — Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации (технические науки).

При перепечатке ссылка на периодический рецензируемый научно-технический сборник **«Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»** обязательна.

© ФЯО ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», 2021

ISSN 2414-5726

FEDERAL NUCLEAR ORGANIZATION
Federal state unitary enterprise
“Alexandrov Research Institute of Technology”

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

COLLECTION OF PAPERS

№ 1 (23) 2021

Sosnovy Bor

ISSN 2414-5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

Collection of papers. Periodical edition

№ 1 (23) 2021

Published since 2015 The edition is distributed in the Russian Federation

EDITORIAL BOARD

Editor-in-Chief V. A. Vasilenko, Professor, Dr. Sc. (Engineering), Director General of Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

MEMBERS OF THE EDITORIAL BOARD

V.I. Almjashev, Cand. Sc. (Chemistry), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

A.Ya. Blagoveshchensky, Dr. Sc. (Engineering), Professor, Naval Polytechnic Institute of the Naval Academy (Military Educational and Research Center) in Saint Petersburg.

V.I. Bursuk, Dr. Sc. (Engineering), Director of the Service Center, JSC Concern Avrora SPA, Saint Petersburg.

V.S. Gursky, Dr. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

V.V. Gusarov, corresponding member of RAS, Dr. Sc. (Chemistry), Ioffe Institute, Saint Petersburg.

A.L. Dmitriev, Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

Yu.E. Zevatsky, Dr.Sc. (Chemistry), NOVBYTCHIM Company, Saint Petersburg.

A.A. Efimov, Dr. Sc. (Chemistry), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

A.V. Elshin, Dr. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

S.S. Ermakov, Dr. Sc. (Chemistry), Saint Petersburg State University.

Yu.V. Kriukov, Assistant Editor, Cand. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

Yu.A. Migrov, Dr. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

L.N. Moskvin, Dr. Sc. (Chemistry), Saint Petersburg State University.

E.B. Pankina, Cand. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

S.A. Petrov, Dr. Sc. (Engineering), Research Institute of Navy Shipbuilding and Armaments, Saint Petersburg.

O.Yu. Pyhteyev, Cand. Sc. (Chemistry), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

O.V. Rodinkov, Dr. Sc. (Chemistry), Saint Petersburg State University.

O.B. Samoilov, Dr. Sc. (Engineering), JSC Afrikantov OKBM, Nizhny Novgorod.

V.L. Stolyarova, corresponding member of RAS, Dr. Sc. (Chemistry), Grebenshchikov Institute of Silicate Chemistry of RAS, Saint Petersburg

A.A. Sulatsky, Executive Editor, Cand. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

V.B. Khabensky, Dr. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

FOUNDER:

Federal nuclear organization. Federal state unitary enterprise “Alexandrov Research Institute of Technology”.

PUBLICATION IS REGISTERED:

Federal service of supervision for communications. Registration certificate ПИ No. ФС77–58865, 28.07.14.

EDITORIAL OFFICE ADDRESS:

FNO FSUE “Alexandrov NITI”, 72 Koporskoye shosse, Sosnovy Bor, Leningrad region, 188540 Russia

Tel.: 8 (813 69) 6 01 43 — Executive Secretary of Editorial Board.

Fax: 8 (813 69) 2 36 72. E-mail: foton@niti.ru; Website: www.niti.ru.

Subscription number in the “Russian Press” aggregate catalogue is 43300.

This Collection of Papers is included in the List of peer-reviewed scientific editions accredited for publishing results of doctoral and candidate degree thesis studies in discipline 05.14.03 — Nuclear power installations: design, operation, and decommissioning (engineering sciences).

Copyright notice: Reproduction of this edition in whole or in part shall always include the words “Reprinted from Collection of Papers “Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies”.

© FNO FSUE “Alexandrov NITI”, 2021

Содержание

Выпуск № 1 (23) 2021

Предисловие главного редактора 7

Информационные сообщения

Памяти главного инженера Научно-исследовательского технологического института Брянских Э.С. 9

Дискуссионные вопросы развития атомной энергетики

А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев

Влияние типа парогенератора, его конструктивных и эксплуатационных характеристик на развитие атомной энергетики с двухконтурными энергоблоками ВВЭР 11

Стендовые испытания транспортных ЯЭУ

В.А. Василенко, С.А. Петров

Развитие программы «Военно-морские реакторы» Министерства энергетики США.... 21

Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ

Л.Д. Литвиненко, В.В. Безлепкин, А.Г. Митрюхин, А.Г. Аношина, М.С. Устинов, Н.А. Брус, А.И. Наконечный

Испытания деаэратора подпитки и борного регулирования (ДА 65/20), изготовленного для ЛАЭС-2 40

Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования

Т.В. Воронина

Совершенствование водно-химического режима контура жидкостного регулирования реактора ПИК 50

Исследование процессов при тяжёлых авариях на объектах атомной энергетики

В.Б. Хабенский, В.С. Грановский, В.И. Альмяшев, Е.В. Крушинов, А.А. Сулацкий, С.А. Витоль, Е.К. Каляго, В.В. Гусаров

Окисление расплава системы «сверхстехиометрический кориум-нержавеющая сталь» 62

Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

И.Н. Скриган, А.Ю. Абашкин, Е.Ю. Иванов, А.В. Вавилов, А.С. Алой, Д.Б. Лопух, А.П. Мартынов, А.О. Плешаков

Исследование прототипа промышленной индукционной печи с холодным тиглем конусной формы для остекловывания высокоактивных отходов 81

Информация для авторов

Правила подачи материалов в редакцию 90

Требования к оформлению и содержанию статей 90

Contents

Issue № 1 (23) 2021

Chief editor's foreword 7

Information messages

In memory of E.S. Brianskih, the Chief Engineering Officer of the Research Institute of Technology 9

Debatable issues of nuclear power development

A.Ya. Blagoveshchensky, L.B. Gusev

The influence of steam generator type, design, and performance characteristics on the development of two-loop VVER nuclear power plant projects 11

Land testing of propulsion reactor prototype plants

V.A. Vasilenko, S.A. Petrov

Development of the U.S. Department of Energy's Naval Reactors Program 21

Modeling and research of neutron and thermal-physical processes in propulsion reactor plants

L.D. Litvinenko, V.V. Bezlepkin, A.G. Mitryukhin, A.G. Anoshina, M.S. Ustinov, N.A. Brus, A.I. Nakonechny

Testing of volume control tank (DA 65/20), for the Leningrad NPP-2 40

Use of chemical technologies in propulsion reactor plant life cycle management, radiochemical and material research

T.V. Voronina

Improvement of water chemistry regime of the PIK reactor liquid regulation circuit 50

Research of severe accidents in nuclear

V.B. Khabensky, V.S. Granovsky, V.I. Almjashev, E.V. Krushinov, A.A. Sulatsky, S.A. Vitol, E.K. Kalyago, V.V. Gusarov

Oxidation of molten "hyperstoichiometric corium-stainless steel" system 62

Environmental impact of nuclear facilities

I.N. Skrigan, A.Yu. Abashkin, E.Yu. Ivanov, A.V. Vavilov, A.S. Aloy, D.B. Lopukh, A.P. Martynov, A.O. Pleshakov

Research of the prototype of an industrial induction furnace with a cone-shaped cold crucible for vitrification of high-level waste 81

Information for authors

Submission procedure 90

Requirements to papers submitted for publication in Collection of Papers "Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies" 90

Предисловие главного редактора
Chief editor's foreword

В двадцать третьем выпуске периодического рецензируемого научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» продолжена публикация статей и материалов по актуальным направлениям тематики.

В рубрике **«Информационные сообщения»** коллектив ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» и редколлегия научно-технического сборника публикуют сообщение, посвященное памяти Э.С. Брянских, главного инженера Научно-исследовательского технологического института.

В рубрике **«Дискуссионные вопросы развития атомной энергетики»** вниманию читателей предлагается статья **«Влияние типа парогенератора, его конструктивных и эксплуатационных характеристик на развитие атомной энергетики с двухконтурными энергоблоками ВВЭР»**. В статье обсуждается успешный отечественный опыт разработки и использования прямоточных парогенераторов при создании ЯЭУ транспортного назначения, а также неоправданный по мнению авторов консерватизм, проявляющийся в использовании стационарных двухконтурных энергоблоков с ВВЭР, оснащенных лишь одним типом крупногабаритных горизонтальных парогенераторов «полувекового конструктивного возраста». Отмечается, что, опираясь на выдающиеся отечественные достижения по разработке корабельных ЯЭУ с прямоточными парогенераторами, могут и должны создаваться новые энергоблоки АЭС, качественно превосходящие зарубежные проекты.

В рубрике **«Стендовые испытания транспортных ЯЭУ»** публикуется статья **«Развитие программы «Военно-морские реакторы» Министерства энергетики США»**. В статье рассмотрены этапы реализации программы «Военно-морские реакторы» на период с 2010 по 2025 годы, приводятся данные о структуре, содержании и объёмах финансирования её направлений. Представленные в статье результаты могут быть полезными при разработке и планировании конструктивных, технологических и организационно-технических мероприятий, связанных с совершенствованием отечественной корабельной ядерной энергетики и береговой инфраструктуры, обеспечивающей безопасность эксплуатации, испытаний и отработки систем транспортных ЯЭУ, а также обращение с отработавшим ядерным топливом и снятым с эксплуатации оборудованием.

В рубрике **«Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ»** публикуется статья **«Испытания деаэратора подпитки и борного регулирования, изготовленного для ЛАЭС-2»** с результатами экспериментальных исследований деаэратора насадочного типа, предназначенного для дегазации теплоносителя, выводимого из первого контура АЭС с ВВЭР. Отмечается, что доработанные на основе расчётного теплогидравлического анализа и по результатам предварительных экспериментальных исследований новые деаэраторы подпитки и борного регулирования с омегообразными элементами с высокой деаэрационной эффективностью и гидродинамической устойчивостью способны функционировать на АЭС с ВВЭР во всех эксплуатационных режимах работы системы подпитки и борного регулирования.

В рубрике **«Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования»** публикуется статья **«Совершенствование водно-химического режима контура жидкостного регулирования реактора ПИК»**. В статье предложен и обоснован перечень контролируемых показателей качества тяжёлой воды – теплоносителя тяжеловодного контура жидкостного регулирования реактора ПИК. Предложен подход к обоснованию объёма химического контроля тяжеловодного теплоносителя контура жидкостного регулирования, приведены значения предельно допустимых концентраций для каждого контролируемого показателя водно-химического режима.

В рубрике **«Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики»** публикуется статья **«Окисление расплава системы «сверхстехиометрический кориум-нержавеющая сталь»**. В статье представлены результаты экспериментального исследования кинетики окисления расплава активной зоны и нержавеющей стали, рассмотрены особенности процесса и влияние параметров системы на скорость окисления расплава. Представленные в статье результаты актуальны для анализа возможности удержания расплава кориума в корпусе реактора при тяжёлой аварии на АЭС.

В рубрике **«Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду»** публикуется статья **«Исследование прототипа промышленной индукционной печи с холодным тиглем конусной формы для остекловывания высокоактивных отходов»,** посвященная решению актуальной проблемы остекловывания высокоактивных отходов переработки облученного ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000, содержащих благородные металлы, методом индукционной плавки в холодном тигле. Предложенные в работе экспериментально подтвержденные технические решения позволяют существенно повысить эффективность и продлить срок эксплуатации промышленной индукционной печи.

В рубрике **«Информация для авторов»** приведены Правила подготовки и подачи материалов в редакцию для публикации в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».

Главный редактор научно-технического сборника
«Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»,
генеральный директор института,

д.т.н., профессор В. А. Василенко
chief editor V. A. Vasilenko

Памяти главного инженера Научно-исследовательского технологического института Э.С. Брянских

Главный инженер НИТИ Брянских Эрик Сергеевич

In memory of E.S. Brianskih, the Chief Engineering Officer of the Research Institute of Technology

March 23, 2021, was the 90th birthday of **Erik Sergeyevich Brianskih**, the former Chief Engineering Officer and outstanding team member of the Research Institute of Technology (FSUE “Alexandrov NITI”).

Уважаемые коллеги!

23 марта 2021 года исполнилось 90 лет со дня рождения выдающегося работника Научно-исследовательского технологического института (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова») Брянских Эрика Сергеевича.

Эрик Сергеевич Брянских родился 23 марта 1931 в городе Елец Липецкой области. В 1948 году окончил среднюю школу с золотой медалью и поступил в Московский энергетический институт, но в связи с тяжёлым материальным положением в семье был вынужден уйти из института и поступить на работу. В 1949 году Эрик Сергеевич поступил в Ленинградский кораблестроительный институт, который в 1955 году кончил с отличием.

В 1955 году после окончания института Эрик Сергеевич направлен по распределению в город Алма-Ата на завод им. С.М. Кирова, где работал сначала технологом, а затем инженером ОКБ. Работая на заводе, Эрик Сергеевич непосредственно занимался наладкой систем автоматики эсминца проекта 56, что требовало длительного нахождения в командировках на судостроительном заводе им. Ленинского Комсомола в городе Комсомольск-на-Амуре (судостроительный завод № 199) и участия в походах во время сдачи кораблей заказчику.

В 1958 году Брянских Эрик Сергеевич переведен в город Комсомольск-на-Амуре на судостроительный завод № 199, где работал мастером, старшим инженером управления, сдаточным механиком, а с 1963 – главным технологом по испытаниям ядерных энергетических установок (ЯЭУ) отечественных АПЛ.

Профессиональные качества Э.С. Брянских были замечены руководителями ИАЭ им. И.В. Курчатова. В результате в 1964 году по рекомендации А.П. Александрова он был назначен главным инженером стенда-прототипа ядерной энергетической установки КВ-1 в поселке Сосновый Бор Ленинградской области на Государственной испытательной станции по отработке и испытаниям судовых ядерных энергетических установок (ныне – ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»). В 1967 году Эрик Сергеевич был назначен главным инженером НИТИ и проработал в этой должности до апреля 1991 года – до выхода на пенсию по возрасту.

При непосредственном участии и под руководством Брянских Эрика Сергеевича в НИТИ создавались и вводились в эксплуатацию основные стенды-прототипы для отработки судовых ядерных энергетических установок различного типа и назначения: прошли испытания и отработку установки КМ-1 с жидкометаллическим теплоносителем и ВАУ-6с с кипящим реактором, ЯЭУ стенда КВ-1 с водо-водяным реактором. В ходе испытаний ядерных энергетических установок на стендах-прототипах были получены уникальные экспериментальные результаты и выданы рекомендации главным конструкторам и проектантам по совершенствованию установок на объектах заказчика.

Под руководством Э.С. Брянских была создана конструкторская и опытно-экспериментальная база НИТИ, были разработаны и оформлены все основные методики, руководства и инструкции по проведению испытаний и исследований на стендах института. Особое внимание Эрик Сергеевич уделял безопасности проведения испытаний ЯЭУ, повышению квалификации обслуживающего персонала. Все это в конечном итоге обеспечило высокую эффективность и качество проводимых в НИТИ исследований и испытаний.

В 1963 году за успешное освоение новой техники Эрик Сергеевич Брянских награжден орденом Трудового Красного Знамени, а в 1979 году – орденом Ленина за большой вклад в создание, отработку и автоматизацию испытаний и исследований судовых ядерных энергетических установок. В 1981 году Эрик Сергеевич занесен в Книгу Почета Научно-исследовательского технологического института, а в 1984 году ему было присвоено звание лауреата Государственной премии СССР за создание управляющих систем специального назначения.

Работая в НИТИ Эрик Сергеевич активно взаимодействовал с учебным центром ВМФ в городе Сосновый Бор, обеспечивал подготовку личного состава на стендах-прототипах и специальных тренажёрах института.

Брянских Эрик Сергеевич пользовался заслуженным уважением и авторитетом среди коллектива института и у горожан. Неоднократно избирался депутатом Сосновоборского городского Совета народных депутатов.

Находясь на заслуженном отдыхе с июня 1995 года по август 1998 года Эрик Сергеевич по просьбе руководства института подготовил рукопись книги «Подводная одиссея НИТИ».

Умер Эрик Сергеевич Брянских 11 августа 1998 года.

В 2002 году, в день 40-летия Научно-исследовательского технологического института имени А.П. Александрова, на административном здании института была установлена мемориальная доска в память об Эрике Сергеевиче Брянских.

17 марта 2003 года за значительный вклад в создание НИТИ имени А.П. Александрова, решением Собрания представителей муниципального образования «Город Сосновый Бор» Брянских Эрик Сергеевич был занесен в Книгу Славы города Сосновый Бор (посмертно).

Генеральный директор ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» В.А. Василенко

УДК 621.181:629.5 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_11

Влияние типа парогенератора, его конструктивных и эксплуатационных характеристик на развитие атомной энергетики с двухконтурными энергоблоками ВВЭР

А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев

Военно-Морской Политехнический Институт ВУНЦ ВМФ «Военно-Морская Академия», Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

Вводом в строй первой в мире атомной электростанции в 1954 году наша страна стала родиной атомной энергетики, получившей далее широкое развитие и в других ведущих государствах. Прогресс в отечественной стационарной и корабельной атомной энергетике опирался на комплексный подход в проведении научных исследований и конструкторско-технологических обоснований по широкому спектру возникающих задач. Среди них одним из ведущих направлений при создании ядерной энергетической установки является выбор типа, схемы и конструктивных решений парогенератора. В этой связи представляется неоправданным консерватизм, проявляющийся в стационарных двухконтурных энергоблоках с ВВЭР, оснащенных лишь одним типом крупногабаритных горизонтальных парогенераторов «полувекового конструктивного возраста». Положение усугубляется отсутствием планов по реализации новых прогрессивных технических решений по парогенераторам в нынешнем столетии.

Ключевые слова: реактор, горизонтальный парогенератор, прямоточный парогенератор, петлевая компоновка, блочная компоновка, саморегулирование, маневренность.

The influence of steam generator type, design, and performance characteristics on the development of two-loop VVER nuclear power plant projects

A.Ya. Blagoveshchensky, L.B. Gusev

Naval Polytechnic Institute of the “Naval Academy” Military Educational and Research Center, St. Petersburg, Russia

Abstract

In 1954, Russia commissioned the first nuclear power plant in the world and became the birthplace of nuclear industry that further extended to other world’s major economies. The progress of Russia’s stationary and propulsion nuclear power plants relies upon a comprehensive approach to solution of various research and development problems. A very important problem is that of deciding on the type, configuration, and design of a steam generator (SG). In this paper, the authors criticize a conservative approach to the design of stationary two-loop VVER power plants where only one type of SG is adopted – a large-sized horizontal SG of 50-year-old design. Moreover, there are no plans for development of advanced SG designs in this century.

Key words: reactor, horizontal steam generator, once-through steam generator, loop type design, integral design, self-regulation, maneuverability.

Введение

В течение длительного времени отечественная атомная энергетика характеризовалась наращиванием мощностей АЭС с реакторами на тепловых нейтронах двух типов: канальные с графитовым замедлителем (РБМК – одноконтурные) и водо-водяные (ВВЭР – двухконтурные), в которых вода под высоким давлением в однофазном состоянии выполняет функции и замедлителя и теплоносителя.

В доперестроечный период наращивание в стране мощностей ТЭС и АЭС не было избыточным в связи с плановым вводом в строй новых энергопотребляющих предприятий. В то же время активно проводились работы, направленные на перспективное развитие атомной энергетики, включая создание натурных энергоблоков. Примером могут служить АМБ-100 и АМБ-200 на Белоярской АЭС для освоения «ядерного перегрева» пара и ВК-50 в НИИАР для обоснования возможного создания одноконтурных энергоблоков с корпусными кипящими реакторами (ВВЭРК), получившими широкое распространение на западе (BWR).

Параллельно с развитием стационарного направления более динамично развивалась и транспортная (корабельная) ядерная энергетика с натурной отработкой ядерных энергетических установок (ЯЭУ) на наземных стендах-прототипах в НИТИ им. А.П. Александрова, применительно к которой вопросы обеспечения надежности, безопасности и живучести приобретали особую остроту. Специфические особенности и различия условий эксплуатации стационарных атомных энергоблоков и корабельных ЯЭУ, особенно подводных лодок (АПЛ), активно влияли на принимаемые технические решения по основному оборудованию и конкретно по парогенераторам (ПГ) [1, 2].

История вопроса

С начала своего рождения отечественная атомная энергетика, стационарная и корабельная, развивалась в условиях чёткой управляющей системы Министерства Среднего Машиностроения предприятиями и структурами всех участвующих ведомств под общим «крупномасштабным» научным руководством, возглавляемым академиком А.П. Александровым. В двухконтурных реакторных установках (РУ) с ВВЭР проявился разный подход к выбору типа, схемных и конструктивных решений ПГ в зависимости от назначения ЯЭУ. Опираясь на успехи советской научной школы прямоточного котлостроения, уже для первого поколения АПЛ в проекте РУ были применены прямоточные ПГ с небольшой степенью перегрева пара, облегчающие по сравнению с другими типами ПГ обеспечение маневренности ЯЭУ. В этом плане отечественная корабельная ядерная энергетика, несмотря на некоторое хронологическое отставание от США по вводу в строй первых АПЛ, опиралась на более прогрессивные технические решения. Для стационарного направления развития ядерной энергетики задачи маневренности были не актуальны.

При плановом управлении народным хозяйством в доперестроечный период для удовлетворения энергетических потребностей экономики страны системно вводились в строй новые АЭС и электростанции на органическом топливе (ТЭС). При этом одним из главных положений концепции эксплуатации электрогенерирующих объектов являлось обеспечение работы АЭС в базовом режиме и участие ТЭС в графиках изменяющихся нагрузок. Это положение явилось определяющим в формировании «облика» РУ АЭС.

После закрытия канального уран-графитового направления в отечественной атомной энергетике и для тиражирования на площадках зарубежных заказчиков главным конструктором РУ для АЭС ОКБ «Гидропресс» была реализована петлевая компоновка основного оборудования первого контура: реактор, ПГ, главные циркуляционные насосы (ГЦН) и др. В отличие от за-

падных проектов РУ с вертикальными ПГ был разработан горизонтальный ПГ с обогреваемым трубным пучком погружного типа, с естественной циркуляцией и кипением среды второго контура в межтрубном пространстве и получением насыщенного пара. Этот подход нашел отражение в нескольких поколениях РУ, начиная с ВВЭР-210 и кончая ВВЭР-1000 (1200), с натурной отработкой на Ново-Воронежской АЭС. В настоящее время ВВЭР-1000 (1200) является основным для отечественной атомной энергетики. Четырёхпетлевая компоновка РУ с ВВЭР-1000(1200) представлена на рис. 1, отдельно показан её ПГ на рис. 2.

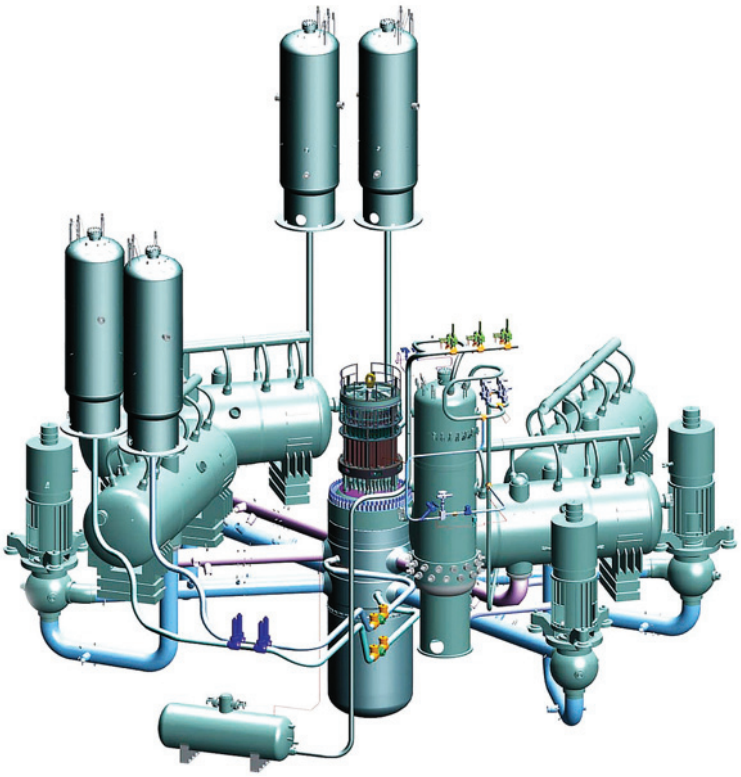


Рис. 1. Четырёхпетлевая РУ ВВЭР-1000 (1200) с горизонтальными парогенераторами

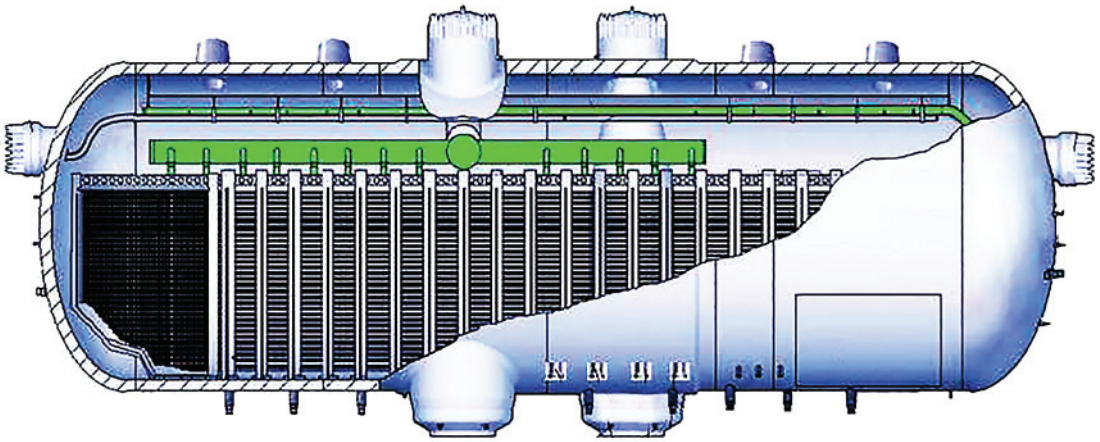


Рис. 2. Горизонтальный парогенератор РУ ВВЭР-1000 (1200)

Развитие парогенераторного направления, его состояние и влияние на важнейшие характеристики РУ

Не вдаваясь в детали, можно отметить, что с самого начала, несмотря на принципиальную новизну ядерного реактора как источника энергии, его конструктивная и эксплуатационная отработка вызывала меньше сложности по сравнению конструированием и отработкой ПГ. Помимо главной задачи – передачи тепла от теплоносителя первого контура пароводяному рабочему телу цикла, от типа и схемы ПГ, его теплогидравлических характеристик и конструктивных решений зависят эксплуатационные возможности, связанные с управляемостью, надёжностью, безопасностью и, для АПЛ, живучестью и ремонтопригодностью. Как отмечалось выше, парогенераторные направления в корабельной и стационарной ядерной энергетике были различны. Наибольшие проблемы и трудности при эксплуатации ЯЭУ АПЛ доставляло появление неплотностей в трубках прямоточного ПГ из-за хлоридного растрескивания аустенитной стали под напряжением, приводящих к появлению радиоактивности в воздушной среде отсеков.

Поиск технических решений для устранения данной проблемы был очень широким, в частности, в отличие от первого поколения для второго поколения АПЛ была изменена гидравлическая схема движения теплообменивающихся сред, при которой теплоноситель второго контура находился не в межтрубном пространстве, а распределялся по трубкам с обеспечением гидродинамической стабильности с помощью «шайбования». Менялись и другие решения: Главный Конструктор РУ второго поколения АПЛ (ныне «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород), перейдя от петлевой к блочной компоновке, применил корпуса ПГ, рассчитанные на давление первого контура, с возможностью отключения ПГ двойными затворами по питательной воде и пару для локализации течи [2]. Параллельно осуществлялся активный поиск металловедческих решений в части применяемых материалов, который увенчался успехом при замене стали трубной части сплавом на основе титана. Применение выемной трубной части в ПГ не требовало производства «резочно-сварочных» работ по блоку корпусов РУ при её замене. После перехода парогенераторного направления от СКБК Балтийского завода в «ОКБМ Африкантов» при создании РУ для третьего поколения АПЛ научной школой, возглавляемой академиком Ф.М. Митенковым, был достигнут качественный скачок в данной области. В унифицированной РУ для современных проектов АПЛ применены ПГ с теплопередающей частью кассетного типа (с двухсторонним обогревом среды второго контура), обеспечивающие удельную энергонапряжённость (кВт/л), соизмеримую с её величиной в активной зоне [3]. Это позволило сократить количество ПГ с четырех до двух по сравнению с начальным вариантом, испытанным и отработанным на стенде КВ-1 [4] в НИТИ им. А.П. Александрова (рис. 3).

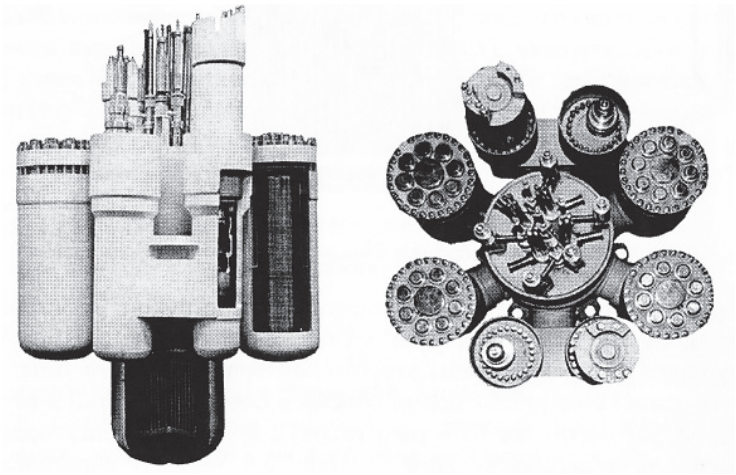
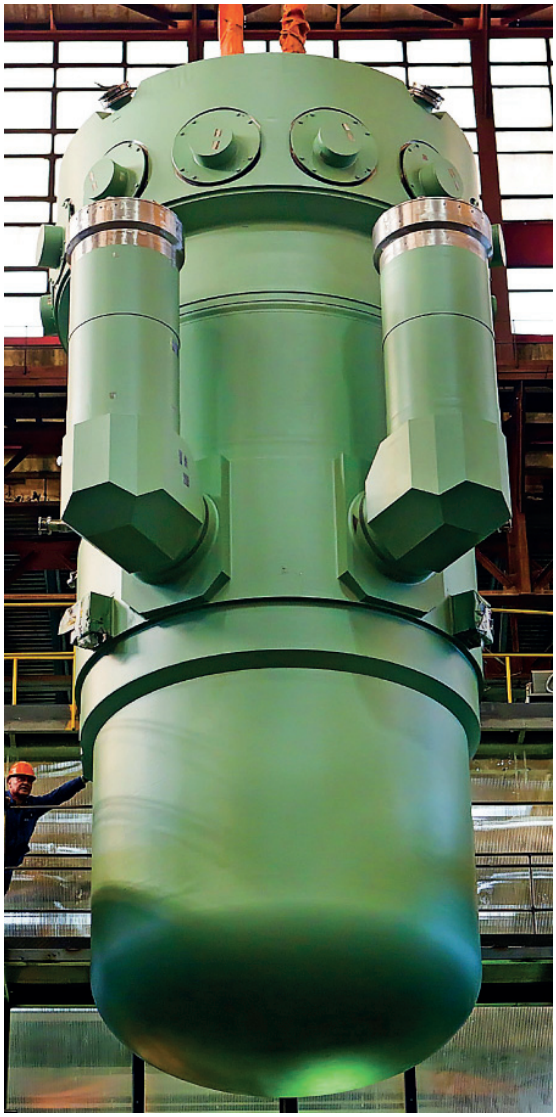


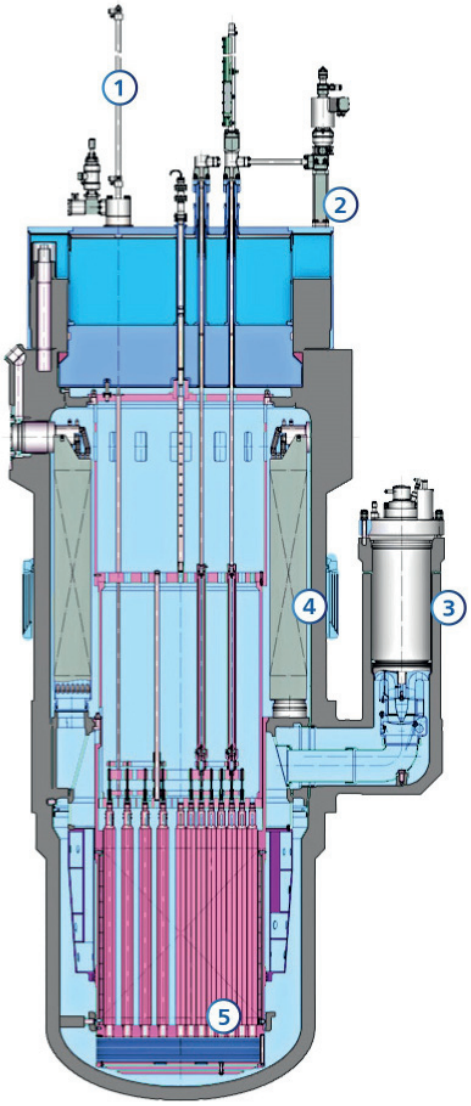
Рис. 3. Блочная корабельная РУ ОК-650Б для АПЛ третьего поколения, испытанная и отработанная на стенде КВ-1 в НИТИ им. А.П. Александрова

В настоящее время, используя кассетный тип ПГ, достигнут новый качественный скачок в корабельных ЯЭУ в виде перехода от блочной компоновки РУ к интегральной (моноблочной установки – МБУ), в которой и активная зона и ПГ размещены в едином корпусе цилиндрической формы (рис. 4). Этому способствовали выполненные ранее испытания и отработка варианта МБУ на стенде КВ-2 в НИТИ им. А.П. Александрова. Сейчас это направление реализовано в ЯЭУ ледокола «Арктика» (РИТМ-200) и закладывается в новейшие проекты АПЛ.

В основу проекта реакторной установки РИТМ-200 положен парогенерирующий блок (ПГБ) интегрированного типа с принудительной циркуляцией, расположением кассет ПГ внутри корпуса реактора, а циркуляционных насосов первого контура – в отдельных выносных гидрокамерах, и активной зоной с увеличенным энергоресурсом. Данный тип ПГБ характеризуется большей компактностью по сравнению с применяемым на действующих атомных судах ПГБ блочного типа, в котором парогенераторы размещены в отдельных корпусах.



а)



б)

Рис. 4. Моноблочная корабельная РУ РИТМ-200 с прямоточными парогенераторами кассетного типа:

а) внешний вид РУ РИТМ-200;

б) компоновка ПГБ РУ РИТМ-200:

1, 2 – приводы системы управления и защиты; 3 – циркуляционные насосы первого контура в отдельных выносных гидрокамерах; 4 – парогенераторы; 5 – активная зона.

Благодаря сочетанию в РУ АПЛ прямоточного ПГ с активной зоной реактора, имеющей отрицательный температурный коэффициент реактивности, в максимальной степени используется эффект саморегулирования. Налицо кажущийся парадокс: управление нейтронной мощностью реактора осуществляется изменением расхода питательной воды в ПГ практически без участия системы управления и защиты (СУЗ), задачи которой предельно упрощаются и сводятся лишь к компенсации проявляющихся изменений реактивности активной зоны.

Поддержание постоянной средней температуры теплоносителя первого контура при маневрировании, что является важным для обеспечения прочности металла блока корпуса РУ, а также для облегчения условий функционирования компенсатора давления (КД), не предъявляет специальных требований к характеристике изменения давления среды в ПГ. Качественно – при уменьшении расхода питательной воды в ПГ и, соответственно, снижении тепловой мощности уменьшается величина поверхностей нагрева экономайзерного и испарительного участков с увеличением за счёт этого поверхности пароперегревательного участка, что приводит к сближению температур перегрева пара и теплоносителя первого контура на входе в ПГ. Этим достигается требуемое для реализации заложенной программы регулирования снижение осредненного по всему ПГ температурного напора между теплообменивающимися средами. Приведенное описание достаточно простой физической картины подтверждает перспективность прогрессивных решений по ПГ для применения в стационарной атомной энергетике.

Опыт эксплуатации ЯЭУ АПЛ нескольких поколений, насчитывающий сотни реакторо-лет, подтвердил правильность выбранного направления, которое во многом доведено до совершенства. Уместно вспомнить, что на первых порах командиры АПЛ поддерживали в походе мощность РУ на номинальном уровне и «грели море» травлением избыточного пара через дроссельно-увлажнительное устройство (ДУУ) на главный конденсатор турбины, чтобы иметь быстро реализуемое увеличение мощности на гребных винтах. Последующие исследования динамики всего комплекса «ЯЭУ, гребные винты, АПЛ» с проведением натурных испытаний подтвердили отсутствие необходимости иметь в ходовых режимах избыточную паропроизводительность РУ, благодаря высоким маневренным качеством ЯЭУ.

Иная ситуация сложилась в стационарной атомной энергетике. С позиций имеющегося на сегодняшний день опыта эксплуатации транспортных ЯЭУ трудно считать оправданным принятие в энергоблоках с ВВЭР лишь одного типа ПГ – горизонтального «погружного типа» без проработки других альтернативных решений, в частности, вертикальных ПГ, предлагаемых в своё время ЦКТИ им. И.И. Ползунова.

В горизонтальных ПГ (рис. 2) отсутствует симметричная картина теплогидродинамических процессов в его горизонтальном сечении. Паровая нагрузка вдоль трубки (поверхности нагрева) от «горячего» коллектора к «холодному» различается примерно в 4 раза и выравнивается для обеспечения сепарации с помощью погружного дырчатого листа [1]. Эксплуатационная отработка горизонтальных ПГ вызывала много осложнений по целому ряду причин, приводящих к появлению неплотностей в их коллекторной части. Проявлялись сложность геометрической разметки соединения трубок с коллекторами, способ их вальцовки, чувствительность к положению уровня пароводяной смеси, к водно-химическому режиму и др. На некоторых АЭС, в частности, на Южно-Украинской, потребовалась неоднократная замена аварийных ПГ на новые с проведением дорогостоящих и сложных технологических работ, связанных с отрезкой ПГ и последующей приваркой к главным циркуляционным трубопроводам первого контура. Для детального изучения всего комплекса эксплуатационных особенностей работы горизонтального ПГ и квалифицированного обмена мнениями специалистами под руководством ОКБ «Гидропресс» каждые два года проводятся международные научно-технические

семинары по горизонтальным парогенераторам. Вначале эти семинары проводились в Лаппеенрантском Университете Технологий в Финляндии, эксплуатирующей горизонтальные ПГ на АЭС с ВВЭР-440 «Ловииса», в настоящее время эти семинары проводятся в Подольске в ОКБ «Гидропресс». На семинарах, в процессе обсуждения тематики, открывались все новые особенности работы ПГ, в частности, в режиме естественной циркуляции теплоносителя первого контура (ЕЦТ) имеет место опрокидывание циркуляции в нижних рядах трубок, т.е. переток «холодного» теплоносителя в «горячий» коллектор [5], и др.

Петлевая компоновка с горизонтальными ПГ в РУ с ВВЭР-1000 (1200) требует значительной протяжённости трубопроводов первого контура большого диаметра, превышающей 100 м, и приводит к большим габаритам РУ, определяющим размеры защитной оболочки (контейнмента). С вертикальными ПГ РУ была бы более компактной, менее металлоемкой с соответствующим снижением капитальных затрат. Данный вопрос имеет полувековую данность. За прошедшее время Главным Конструктором совместно с ведущими отраслевыми НИИ и проектантами АЭС много сделано по совершенствованию активных зон, внутриреакторных процессов, а также по повышению надёжности и безопасности энергоблоков с ВВЭР-1000 (1200) в том числе с учётом тяжёлых (запроектных) аварий, однако главный компоновочный конструктив первого контура РУ сохранился прежним.

Нынешняя экономическая ситуация характеризуется отсутствием роста энергопотребления из-за вывода из эксплуатации в рыночных условиях большого количества предприятий доперестроечного периода и отсутствия активного строительства новых энергопотребляющих структур. Такое положение не способствует созданию АЭС с энергоблоками на базе ВВЭР с реализацией новых перспективных технических (технологических) решений. На период до 2035 года планируется строительство АЭС с ВВЭР-1000 (1200) только для замены выводимых из эксплуатации энергоблоков [6].

В настоящее время физическое состояние оборудования ТЭС в своем большинстве из-за выработки ресурса в значительной степени уступает АЭС. По этой причине жизнь вносит свои коррективы, заставляя АЭС участвовать в выработке электроэнергии с учётом зависимости от конкретных местных условий и графиков изменяющихся нагрузок. В то же время энергоблоки с ВВЭР-1000 (1200) с существующим типом ПГ не приспособлены к маневрированию мощностью. Инерционность системы и неизбежное, в отличие от прямоточного ПГ, снижение средней температуры теплоносителя при уменьшении мощности с соответствующим изменением температуры металла ответственных элементов конструкции первого контура не способствуют надежности и безопасности работы РУ в части прочности конструкций. Понимание данной ситуации обеспечило у специалистов атомной энергетики уверенность в том, что это положение может быть исправлено при создании энергоблоков средней мощности, которые востребованы как для отечественной энергетики, так и для зарубежного заказчика, в частности – в странах Юго-Восточной Азии.

Вопрос об энергоблоке средней мощности, имеющий историю в несколько десятилетий, освещен в целом ряде публикаций [7], [8] и не нуждается в дополнительном обсуждении. Знаковым моментом явился совместный НТС Госкорпорации «Росатом» и Концерна «Росэнергоатом» в 2015 году, который одобрил вариант блочной РУ средней мощности ВБЭР-600 (рис. 5) на основе технологий атомного судостроения («ОКБМ Африкантов»), вместо двухпетлевой ВВЭР-600 (ОКБ «Гидропресс») (рис. 6) и рекомендовал ускорить выпуск проекта в срок не позднее 2017 года. К сожалению, до настоящего времени ничего в этом плане не сделано.

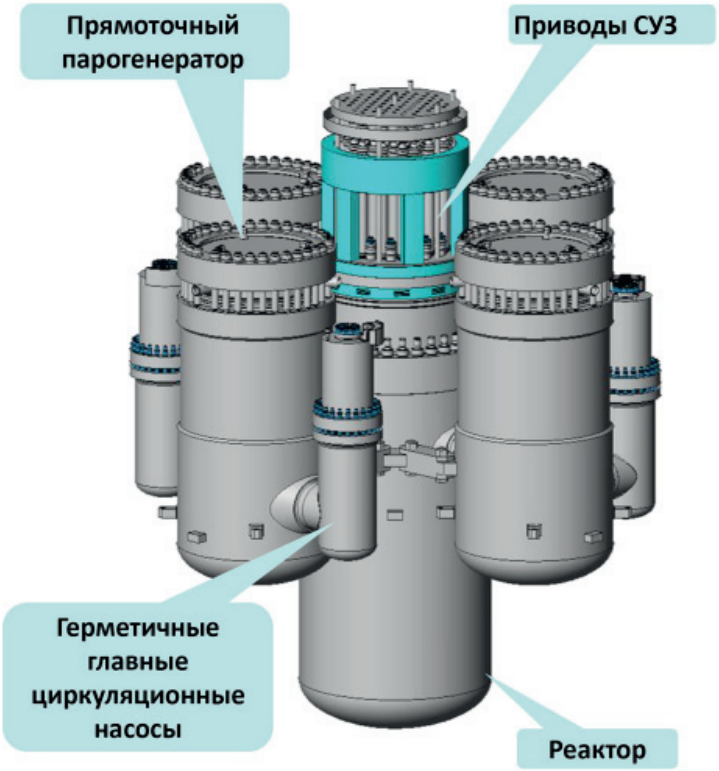


Рис. 5. Блочная РУ средней мощности ВБЭР-600 с прямоточными парогенераторами

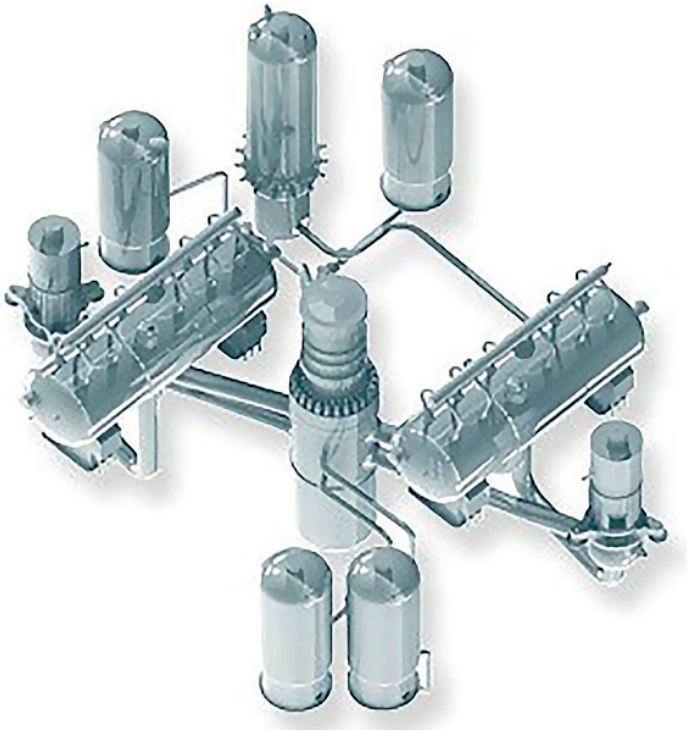


Рис. 6. Двухпетлевая РУ средней мощности ВВЭР-600 с горизонтальными парогенераторами

Из прогрессивных направлений в стационарной атомной энергетике можно отметить проявляющийся интерес к созданию атомных станций малой мощности (АЭСММ), базирующихся целиком на использовании корабельных ядерно-энергетических технологий. При имеющей место рыночной спонтанности в экономике под лозунгом «свободу регионам» и финансовых трудностях привлекательным в АЭСММ является их низкая сравнительная стоимость.

При этом более высокие удельные капитальные затраты (стоимость установленного кВт) и эксплуатационные расходы отходят на второй план.

Что касается развития атомной энергетики на базе энергоблоков с ВВЭР средней и большой мощности, то здесь реализация новых перспективных технологий в конструктивном и эксплуатационном аспектах с переходом на другой тип ПГ не планируется [6].

Актуальные задачи, пути решения

Представленная краткая ретроспектива эволюции отечественной атомной энергетики с привязкой к одному из важных компонентов – парогенераторному направлению свидетельствует:

- с одной стороны, о больших научных и практических успехах, достигнутых в создании и отработке прямоточных ПГ и их влиянии на конструкционно-технологические решения и эксплуатационные возможности РУ;
- с другой стороны, о «парогенераторном консерватизме» в стационарной атомной энергетике, тормозящем её развитие.

Последнее положение как «лакмусовой бумажкой» наглядно иллюстрируется состоянием дел с созданием энергоблоков с ВВЭР средней мощности. В нынешних непростых условиях стала привычной вынужденная позиция разработчиков – «Будет заказчик – будем делать». Высококвалифицированные экономисты, обладающие масштабным мышлением, охватывающим научно-технические аспекты развития атомной энергетики, могли бы оценить пагубность этой позиции для отрасли и в целом для энергетики страны.

Представляется неправомерным отождествлять наращивание мощностей атомных энергоблоков и развитие атомной энергетики. Эти категории находятся в разных параллельных плоскостях. И сейчас, несмотря на временное отсутствие потребности в росте электрогенерирующих мощностей, должны совершенствоваться ядерно-энергетические технологии АЭС с ВВЭР, в которых одним из важнейших направлений развития является принятие прогрессивных решений по ПГ.

Научные, конструкторские, проектные и производственные структуры «Росатома» обладают по-настоящему могучим творческим потенциалом, способным создавать не просто конкурентоспособные энергоблоки для завоевания зарубежного рынка, но и качественно превосходить достижения конкурентов. Результаты необходимо доводить до опытно-головного образца для демонстрации преимуществ отечественного продукта «в металле». Это позволит по отработанной технологии в нужный момент начать строить АЭС нового качественного уровня в России и успешно их тиражировать на зарубежных площадках. Внешняя ситуация непростая – достаточно посмотреть на серьёзные успехи Китая в области развития атомной энергетики.

Заключение

1. Научно-технический (технологический) прогресс в развитии атомной энергетики на базе двухконтурных энергоблоков с ВВЭР в значительной степени зависит от типа, схемы и совершенствования конструктивных решений теплопередающей поверхности ПГ.
2. Правильность выбора генерального направления развития РУ в корабельной ядерной энергетике с использованием прямоточных ПГ подтвердилась как в компоновочном плане (переход от петлевого конструктива первого контура к блочному и моноблочному – МБУ), так и в максимальном использовании свойства саморегулирования реактора с достижением высокой степени маневренности ЯЭУ АПЛ.

3. Отсутствие в настоящее время острой необходимости наращивания электрогенерирующих мощностей в стационарной энергетике не должно тормозить развитие ядерно-энергетических технологий в главном направлении – АЭС на базе двухконтурных РУ с ВВЭР. Петлевая РУ с ВВЭР-1000 (1200) с горизонтальными крупногабаритными ПГ, которая 50 лет тому назад была прорывным перспективным компоновочным вариантом и не предусматривает новых решений до конца 2100 года [6], не сможет сохранить свою привлекательность как внутри страны, так и для зарубежного заказчика в условиях нынешней конкуренции.
4. Передовые технологии автоматически проявятся в АЭС малой мощности, использующей новейшие образцы корабельной ядерной энергетики и вызывающей всё больший интерес. Применительно к АЭС средней и большой мощности, используя научно-технический потенциал ведущих структур «Росатома», опираясь на выдающиеся отечественные достижения в корабельных ЯЭУ с прямоточными ПГ, могут и должны создаваться новые энергоблоки, качественно превосходящие проекты зарубежных конкурентов.
5. Доведение энергоблока до опытно-головного образца позволит демонстрировать свои преимущества как в обеспечении маневренности с максимальным использованием свойства саморегулирования реактора при применении прямоточного ПГ, так и в совершенствовании конструктивных решений. К ним относится отказ от петлевой компоновки РУ с переходом к блочной компоновке с выемной теплопередающей частью ПГ, не требующей резки и сварки основного металла парогенерирующего блока при замене, и др. операциях, с сохранением достигнутых успехов по надёжности, безопасности и живучести в аварийных ситуациях любых типов, включая запроектные.

Литература

1. *Рассохин Н.Г.* Парогенераторные установки атомных электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
2. *Дядик А.Н.* Энергетика атомных судов / А.Н. Дядик, С.Н. Сурин. – СПб: Судостроение, 2014.
3. *Лейкин И.Ю.* Физические основы эксплуатации и безопасность ядерных реакторов / И.Ю. Лейкин, Л.Б. Гусев. – СПб: Северная звезда, 2014.
4. *Брянских Э.С.* Подводная одиссея НИТИ им. А.П. Александрова. – СПб: Моринтех, 2004.
5. *Blagovechtchensky A.* Criterion estimation of conditions, that cause disturbances of natural circulation of coolant in tubes of horizontal and vertical steam generators / A. Blagovechtchensky, H. Kalli // Proceedings of Fifth International Seminar on Horizontal Steam Generators 20 – 22 March, 2001, Lappeenranta, Finland.
6. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года: одобрено решением президиума НТС ГК «Росатом» 26 декабря 2018 года. – М., 2018. – 62 с.
7. Страсти по средней мощности // Страна Росатом. – 2015. – № 20 (196).
8. *Благовещенский А.Я.* Каким хотелось бы видеть энергоблок с ВВЭР средней мощности / А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2017. – № 2 (8). – С. 8–14.

УДК 621.039.578:629.5 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_21

Развитие программы «Военно-морские реакторы» Министерства энергетики США

В.А. Василенко [1], С.А. Петров [2]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области
[2] НИИ кораблестроения и вооружения ВМФ, Санкт-Петербург

Аннотация

В статье рассмотрены этапы реализации программы «Военно-морские реакторы» (далее программа ВМР) Министерства энергетики США в период с 2010 по 2025 годы. Приведены данные о структуре, содержании и объёмах финансирования направлений программы. Отмечается, что создание и обеспечение полного жизненного цикла корабельных ЯЭУ новых поколений требует проведения испытаний и исследований перспективного оборудования реакторных установок на наземных стендах-прототипах, на эксплуатацию и техническое обслуживание которых программой ВМР предусмотрены значительные средства.

Представленные в статье направления и номенклатура работ по программе ВМР, этапы и объёмы её финансирования могут быть полезными при разработке и планировании конструктивных, технологических и организационно-технических мероприятий, связанных с совершенствованием отечественной корабельной ядерной энергетики и береговой инфраструктуры, обеспечивающей безопасность эксплуатации, испытаний и отработки систем транспортных ЯЭУ, а также обращение с отработавшим ядерным топливом и снятым с эксплуатации оборудованием.

Ключевые слова: морские (корабельные) реакторы, перегрузка ядерного реактора, разработка корабельных реакторных систем, обеспечение безопасной эксплуатации корабельной ядерной энергетической установки, управление корабельным отработавшим ядерным топливом.

Development of the U.S. Department of Energy's Naval Reactors Program

V.A. Vasilenko [1], S.A. Petrov [2]

[1] FSUE "Alexandrov NITI", Sosnovy Bor, Leningrad region
[2] Research Institute of Military Shipbuilding, Saint-Petersburg

Abstract

The paper reviews the development steps of the Naval Reactors program of the U.S. Department of Energy through years 2010–2025. The program structure, contents, and scope of support to the missions are described. It is focused that ensuring the full life cycle of advanced naval nuclear propulsion plants requires preliminary testing of new reactor components in land-based prototypes. The Naval Reactors program provides significant financial support for operation and maintenance of the prototype facilities.

The presented information about the Naval Reactors program missions and tasks, steps and budget allocations can be useful for development and planning of design, technological, and organizational efforts aimed at improvement of Russia's nuclear propulsion and on-shore infrastructure that supports safe operation and testing of naval reactors, as well as management of naval spent nuclear fuel and decommissioned components.

Key words: Naval reactors, nuclear reactor refueling, development of naval reactor systems, ensuring the safety of operation of naval nuclear propulsion plants, management of naval spent nuclear fuel.

Введение

Современные отечественные реакторные установки с активными зонами, ресурс которых превосходит срок эксплуатации АПЛ до заводского ремонта, как минимум до 2025–2030 годов соответствуют всем требованиям, предъявляемым ВМФ к корабельным ЯЭУ. Тем не менее, в настоящее время у проектантов корабельных ЯЭУ сложилось устойчивое мнение о необходимости создания реакторных установок (РУ) для перспективных АПЛ ВМФ России с активными зонами, имеющими ресурс и срок службы, равный сроку службы РУ и АПЛ. Это мнение основано лишь на том, что для таких РУ отсутствует необходимость в этапе перегрузки активной зоны и такие реакторы есть на кораблях ВМС США [1]. В США данная стратегия реализуется Министерством Энергетики США в рамках программы «Военно-морские реакторы», принятой на 2019–2025 годы, и обоснована тем, что процесс перегрузки активных зон для АПЛ ВМС занимает не менее трёх лет и связан с капитальным ремонтом корабля, на период которого корабль снимается с эксплуатации и боевого дежурства [2].

Весь отечественный и зарубежный опыт создания и эксплуатации корабельных ЯЭУ показывает настоятельную необходимость предварительной отработки головных образцов создаваемых ЯЭУ на наземных стендах-прототипах. Анализ полученных при этом уникальных экспериментальных данных о характеристиках ЯЭУ и её оборудования в различных режимах эксплуатации обеспечивает возможность внедрения различных усовершенствований в конструкции паропроизводящих установок для обеспечения их требуемого ресурса, надёжности и безопасности, в том числе, и для АПЛ IV поколения [3].

Новые технические решения, обеспечивающие создание активных зон, имеющих ресурс и срок службы, равный сроку службы РУ и перспективных АПЛ нового поколения, также должны заблаговременно пройти проверку и всестороннюю отработку на наземных стендах-прототипах. С учётом значительной продолжительности жизненного цикла и длительного срока создания и эксплуатации современных АПЛ, создание стендов-прототипов ЯЭУ для указанных перспективных кораблей должно при планировании предусматриваться в ближнесрочной перспективе.

В статье подробно рассмотрены этапы реализации программы «Военно-морские реакторы» Министерства энергетики США в период с 2010 по 2025 годы, приведены данные о структуре, содержании и объёмах финансирования направлений программы. Отмечается, что создание и обеспечение полного жизненного цикла корабельных ЯЭУ новых поколений требует проведения испытаний и исследований перспективного оборудования РУ на наземных стендах-прототипах, на эксплуатацию и техническое обслуживание которых программой ВМР предусмотрены значительные средства [4–6].

Программа военно-морские реакторы Министерства энергетики США

Одна из основных задач Департамента военно-морских реакторов (ВМР) Министерства Энергетики США состоит в поддержке эксплуатации около 100 корабельных реакторных установок (РУ), размещённых на 68 атомных подводных лодках (ПЛА), 11 авианосцах (АВ) и 4 научно-исследовательских или учебных платформах, включая наземные прототипы реакторных установок, а также обеспечение их надлежащего технического обслуживания и надзор за их безопасностью. Необходимый объём ежегодного финансирования департамента ВМР обеспечивается главным управлением (ГУ) ВМС США. На осуществление деятельности департамента ВМР в 2021 году выделено 1.68 млрд долларов. Распределение средств, выделяемых департаменту ВМР из бюджета США в 2010–2025 годы, представлено на рис. 1.

Департамент ВМР отвечает за обеспечение всего жизненного цикла корабельных ЯЭУ

ВМС США, в части технологии разработки и проектирования РУ, их эксплуатации и технического обслуживания, а также окончательную утилизацию отработавшего корабельного ядерного топлива (ОЯТ). Департамент ВМР также поддерживает и курирует текущие проекты по разработке новых корабельных РУ, обеспечивает надлежащее управление корабельным отработавшим ядерным топливом и финансирование по обеспечению жизненного цикла устаревших РУ с обязательным выполнением экологических обязательств.

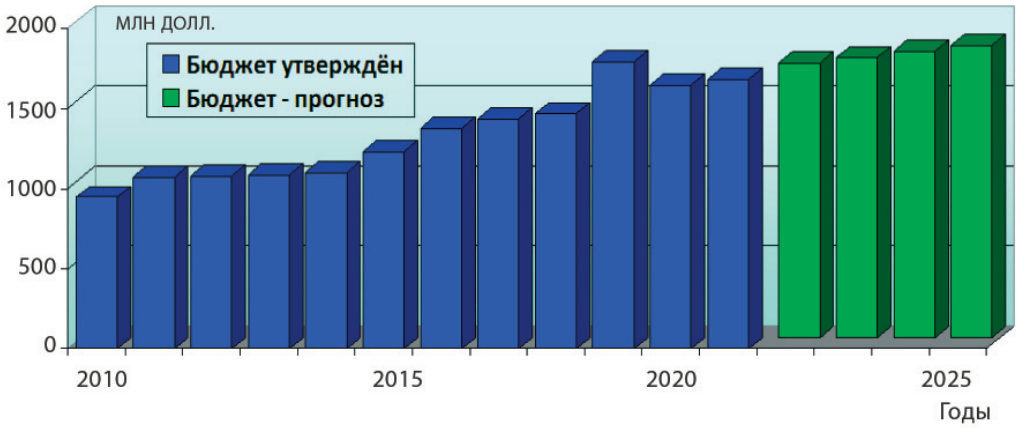


Рис. 1. Распределение бюджета департамента ВМР в 2010–2025 годы

Указанная деятельность департамента ВМР направлена на обеспечение безопасной и надежной работы РУ на ПЛА и АВ и выполнение требований ГУ ВМС к новым корабельным ЯЭУ, соответствующим действующим и перспективным задачам национальной обороны.

Департамент ВМР осуществляет надзор в таких областях, как безопасность, ядерные гарантии и транспортировка, радиологический контроль, информирование общественности, закупки, логистика и финансовое управление. В рамках деятельности Национального управления по ядерной безопасности США работа департамента ВМР направлена на оснащение военно-морского флота США корабельными ЯЭУ, способными реагировать на вызовы безопасности 21-го века, и обеспечение безопасного и надёжного функционирования атомного флота ВМС США. Деятельность департамента осуществляется в рамках принятой программы военно-морских реакторов (далее Программа ВМР). Цель программы ВМР – обеспечение безопасности корабельных РУ и ЯЭУ в целом, а также контроль радиационной обстановки и радиоактивности оборудования и систем в рамках выполнения программы ВМР, включая разработку и реализацию необходимых стандартов и регламентов для оценки влияния на состояние окружающей среды, безопасность и здоровье персонала и населения.

Программа ВМР включает шесть разделов. Распределение выделяемых финансовых средств из бюджета по разделам программы ВМР представлено на рис. 2. и в табл. 1.

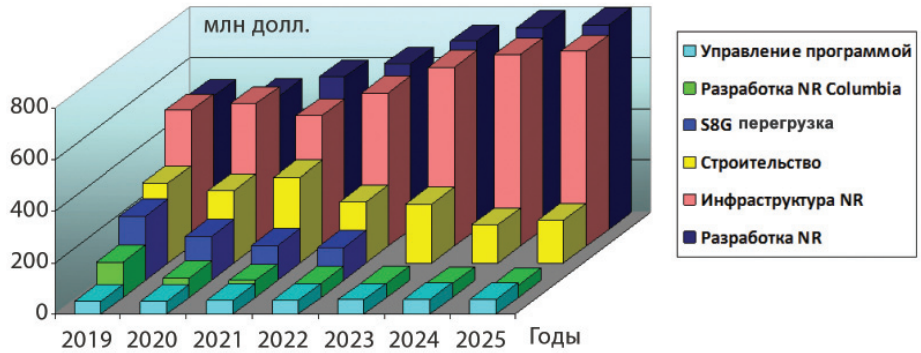


Рис. 2. Распределение финансовых средств, выделяемых по разделам программы ВМР

Таблица 1

Выделенные финансовые средства по программе ВМР

Наименования разделов программы	Распределение средств в финансовые годы *(млн долл.)*						
	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов	525.8	553.6	506.3	596.1	695.0	743.4	754.8
Разработка и совершенствование военно-морских реакторов	514.9	516.2	590.3	641.6	728.8	781.3	794.6
Перегрузка активной зоны прототипа корабельного реактора *S8G*	250.0	170.0	135.0	126.0	–	–	–
Разработка реакторной установки для ПЛАРБ типа *Columbia*	138.0	75.5	64.7	55.0	53.9	52.9	45.6
Руководство программой	48.7	50.5	53.7	54.3	55.9	57.3	58.2
Строительство	311.2	282.6	334.0	238.0	213.4	149.1	167.8
Итого:	1788.6	1648.4	1684.0	1711.0	1747.0	1784.0	1821.0

Характеристика разделов программы ВМР

1. Раздел «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов»

1.1 Общая характеристика раздела «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов»

Раздел «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов» связан с поддержкой эффективного функционирования ВМР. В штатах Пенсильвания, Нью-Йорк и Айдахо расположены наземные объекты, на которых в рамках программы ВМР ведутся работы, направленные на обеспечение технической и экологической безопасности эксплуатации атомного флота США. По программе ВМР финансируются работы, относящиеся к эксплуатации:

- двух наземных прототипов ЯЭУ на полигоне Кессельринг в Уэст-Милтоне (штат Нью-Йорк);
- двух государственных научно-исследовательских баз Ноллс и Беттис, расположенных, соответственно, в Скенектади (штат Нью-Йорк) и Уэст-Миффлине (штат Пенсильвания);
- установок по обработке ОЯТ и стендов-прототипов корабельных реакторов на площадках Национальной лаборатории Айдахо.

Подпрограммы раздела «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов» и объём выделенного финансирования на их реализацию приведены в табл. 2.

Таблица 2

Средства, выделенные на реализацию подпрограмм раздела «Эксплуатация морских реакторов и инфраструктура»

Наименования направлений подпрограммы	Распределение средств в финансовые годы *(млн долл.)*						
	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
Эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реакторного комплекса	107.5	122.6	135.5	148.2	119.9	115.6	110.3
Выгрузка активной зоны и вывод из эксплуатации флотского стенда-тренажёра *MARF*	5.0	7.0	7.1	15.5	58.1	84.3	85.4
Регулирование деятельности, нормативно-правовое соответствие и безопасность стендового комплекса	135.3	132.5	138.9	144.5	153.7	157.1	162.9
Обращение с отработавшим ядерным топливом	127.5	136.4	130.6	146.3	189.2	199.4	208.6
Ликвидация радиационного/экологического ущерба и демонтаж конструкций и сооружений	94.5	103.8	68.5	101.8	109.3	125.5	126.7
Капитальное оборудование	2.0	2.0	–	–	5.0	0.8	–
Инфраструктурные объекты	54.0	49.3	25.7	39.8	59.8	60.5	60.7
Всего:	525.8	553.6	506.3	596.1	695.0	743.4	754.8

Финансирование данных работ позволит сохранить созданную уникальную инфраструктуру и поддержать ядерный потенциал ВМС.

1.2 Характеристика направлений подпрограммы «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов»

Эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реакторного комплекса

Задача данной подпрограммы заключается в поддержке функционирования двух наземных стендов-прототипов, расположенных на полигоне Кессельринг в штате Нью-Йорк. В рамках решения задачи предусмотрены:

1. Испытания и исследования реакторных материалов, оборудования, систем и новых конструктивных решений в реальных условиях эксплуатации.
2. Обеспечение обучения операторов корабельных ядерных РУ.
3. Модернизация действующих прототипов и проведение систематического профилактического обслуживания, корректирующее техническое обслуживание, модернизация и модификация опытных образцов и вспомогательного оборудования.
4. Обеспечение и контроль мероприятий по проведению инженерных испытаний и методов устранения неисправностей при проведении испытаний прототипов РУ.
5. Закупка и поддержание в надлежащем состоянии запасных частей, материалов, специализированных инструментов и контрольно-измерительного оборудования для устранения неполадок и тестирования действующих прототипов РУ.

Выгрузка активной зоны и вывод из эксплуатации флотского стенда-тренажёра MARF

Задача данной подпрограммы – обеспечить разработку технической документации, планирование и подготовку работ по дезактивации и снятию с эксплуатации флотского реактора (стенда-тренажёра) *MARF* для приведения его в безопасное состояние перед последующим демонтажем и утилизацией за пределами площадки.

Регулирование деятельности, обеспечение нормативно-правового соответствия и безопасности стендового комплекса

Цель данной подпрограммы направлена на обеспечение соответствия (с запасом по основным показателям) проектирования и эксплуатации военно-морских реакторов требованиям действующих федеральных и региональных стандартов и нормативов в области радиационного контроля, охраны окружающей среды, техники безопасности и охраны труда, гарантии качества и управления ядерными материалами.

Эта цель достигается путём:

- обучения эксплуатационного персонала и проведения необходимых инструктажей, надзора за выполнением требований, осуществления независимого надзора и внешнего аудита;
- реализации расширенных программ по отбору и анализу проб технологических сред, выборочному контролю и мониторингу персонала и окружающей среды с целью предотвращения ощутимого воздействия работы объекта на здоровье человека или окружающую среду;
- подготовки и выпуска различных отчётных материалов в соответствии с требованиями федеральных и региональных нормативных актов;
- составления обзоров по существующим и новым проектам атомных РУ и связанных с ними закупок ядерного топлива и нового проектного оборудования.

***Обращение с отработавшим ядерным топливом* (ОЯТ)**

Цель данной подпрограммы заключается в поддержке деятельности Департамента ВМР в области обращения с отработавшим корабельным ядерным топливом. В частности, за счёт средств данной подпрограммы обеспечиваются:

1. Безопасный приём, обработка, подготовка, упаковка и временное хранение ОЯТ, поступающего с объектов атомного флота, стендов-прототипов и перспективного исследовательского реактора, включая операции по перегрузке топлива на объектах Министерства энергетики, механическую переработку ОЯТ на установке в штате Айдахо, упаковку ОЯТ для сухого хранения в подземном хранилище или промежуточном хранилище и утилизацию побочных продуктов радиоактивных отходов, образующихся в результате этих процессов.
2. Организация обращения с корабельным ОЯТ на ПЛА и АВ при перегрузочных работах в ходе капитального ремонта или вывода из эксплуатации.
3. Проведение материаловедческих исследований ОЯТ и облученных образцов из перспективного исследовательского реактора из Национальной лаборатории Айдахо.
4. Ведение проектов по совершенствованию процедур приёма, переработки, упаковки и утилизации ОЯТ за счёт снижения радиационных рисков.

Ликвидация радиационного/экологического ущерба, демонтаж конструкций и сооружений

Цель подпрограммы заключается в рекультивации территорий, где размещались выведенные из эксплуатации объекты, а также проведении демонтажных работ и утилизации стендовых и тренажёрных прототипов военно-морских реакторов, которые в своё время использовались для экспериментальных исследований, решения задач проектирования, испытаний, обучения персонала и проведения опытно-конструкторских работ. Приоритет в рамках настоящей подпрограммы отдаётся финансированию наиболее актуальных проектов, нацеленных на сбалансированное решение таких задач как согласованное снижение рисков и расходов на обеспечение жизненного цикла снятых с эксплуатации объектов.

Капитальное оборудование

Цель подпрограммы заключается в обеспечении установок основными техническими средствами, необходимыми для использования стендовых военно-морских реакторов по назначению. Это вычислительная техника, инструменты и приспособления, имеющие срок полезного использования не менее двух лет и стоимость более 500 000 долларов, необходимые для поддержки эксплуатации и инфраструктуры военно-морских реакторов (например, подготовки операторов и технического обслуживания объектов).

Инфраструктурные объекты

Цель подпрограммы заключается в финансировании строительства объектов инфраструктуры, общая сметная стоимость которых не должна превышать порога, установленного для малых сооружений. Инфраструктурные объекты необходимы для адаптации установок к новым или модернизированным технологиям, повышения безопасности и снижения рисков для здоровья персонала. Проекты в рамках данной подпрограммы предусматривают создание инфраструктуры, проектирование и строительство зданий и инженерных систем, а также благоустройство территории. Финансирование данного направления подпрограммы осуществляется на основе установленных планов строительства объектов и может использоваться для удовлетворения возникающих и непредвиденных потребностей и создания инфраструктуры, необходимой для эксплуатации реакторных установок в рамках программы ВМР.

1.3 Основные этапы реализации подпрограмм раздела «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов», запланированные на 2022–2025 финансовые годы

По направлению «***Эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реакторного комплекса***»:

– получение данных по глубине выгорания топлива активной зоны на наземном прототипе для обоснования конструктивных и технологических решений, применяемых в действующих корабельных реакторах;

– выполнение технического обслуживания наземного прототипа, включая замену основного оборудования реакторных и паротурбинных установок и компонентов систем безопасности;

– выполнение программы испытаний и оценки активной зоны наземного прототипа для определения статуса существующих и перспективных (модернизованных) конструкций/технологий активных зон корабельных реакторных установок, а также характеристик активной зоны реакторного стенда-прототипа;

– проведение стендовых испытаний электронных энергогенерирующих и преобразовательных установок, используемых в настоящее время на флоте;

– оснащение испытательных стендов модернизированными программно-техническими средствами для решения проблем внедрения новых технологий и оборудования на объектах атомного флота;

– разработка перспективных безопасных технологий химического контроля для кораблей ВМС;

– эксплуатация и обслуживание инженерных систем безопасности.

По направлению «***Выгрузка активной зоны и вывод из эксплуатации флотского стенда-тренажёра MARF***»:

– подготовка комплексного плана управления проектом по выгрузке топлива из стендового реактора *MARF* и основного плана работ;

– комплексная модернизация вспомогательного оборудования, применяемого при перегрузке топлива;

– актуализация отчёта по безопасности работ на реакторе;

– полное детальное планирование операций по перегрузке топлива;

– заключение договора с верфью по вопросу выполнения перегрузочных работ и снятия с эксплуатации стенда *MARF*.

По направлению «***Регулирование деятельности, нормативно-правовое соответствие и безопасность стендового комплекса***»:

– обеспечение модернизации и замены оборудования с учётом обновляемых инструкций, разрешений и отчётов, в частности, запрашиваемых регулирующими органами ежемесячных отчётов о сбросах воды, ежеквартальных отчётов о корректирующих мероприятиях и ежегодных отчётов о нерадиационных выбросах в атмосферу, радиоактивных сбросах, контроле радиационного воздействия, обращении с опасными отходами, работах с асбестосодержащими материалами, химическими веществами, хранящимися на объекте, а также результатах мониторинга подземных вод;

– проведение необходимых испытаний оборудования, применяемого при эксплуатации кораблей ВМС, в соответствии с требованиями федеральных и региональных органов;

– обеспечение гарантии качества оборудования, приобретаемого для нужд эксплуатации действующих кораблей ВМС и новых проектов, включая аудит поставщиков систем и оборудования, обеспечение гарантии качества и технической поддержки при закупках сложного оборудования (регуляторов и арматуры реакторной установки, корпуса реактора уникальной конструкции и т.д.);

– обоснование и поддержка разработки новых проектов реакторных установок, таких как РУ для ПЛАРБ типа *Columbia*, а также новых технологий и «ноу-хау» за счёт внедрения стандартов качества и достижения заданных технических характеристик (показателей);

– планирование и проведение учений по чрезвычайному реагированию на аварии с ОЯТ на кораблях ВМС в рамках реализации информационно-пропагандистской программы ВМР.

По направлению «***Обращение с ОЯТ***»:

– упаковка и размещение отработавших топливных кассет из корабельных реакторов в сухом хранилище в рамках выполнения соглашения федерального правительства

со штатом Айдахо, согласно которому кассеты с ОЯТ, помещённые в топливный бассейн до января 2017 года, будут из него выгружены не позднее 1 января 2023 года;

– механическая обработка кассет с ОЯТ, необходимая для их размещения в сухом хранилище, согласно условиям соглашения федерального правительства со штатом Айдахо;

– выполнение условий соглашения федерального правительства со штатом Айдахо в части соответствия транспортных пеналов критериям, предъявляемым к упаковке кассет с ОЯТ;

– прием, выгрузка и передача для дальнейшего использования или окончательной утилизации транспортных контейнеров ОЯТ, используемых при выгрузке топлива из ядерных реакторов ПЛА и АВ и их дезактивации;

– поставка оборудования для обработки и упаковки кассет с ОЯТ и транспортировки топлива;

– обоснование и обеспечение процедур обращения с топливом корабельных реакторов типа *S3G*, *A1G*, *S8G*, *D1G*, *A1W* при упаковке кассет с ОЯТ;

– обучение персонала, контроль состояния оборудования и соблюдения технологических процедур, применяемых при выполнении операций по обращению с ОЯТ на военно-морском объекте.

По направлению «***Ликвидация радиационного/экологического ущерба и демонтаж конструкций и сооружений***»

В части зданий и сооружений из номенклатуры объектов, связанных с программой *ВМР*, снятых с эксплуатации:

– проведение рекультивации территорий и дезактивация неиспользуемых объектов, загрязнённых в ходе реализации программы ВМР, с целью снижения экологического риска;

– продолжение выполнения совместных задач военно-морской научно-исследовательской базы и Экологического управления Министерства энергетики США по программе ВМР в рамках передачи объектов Экологическому управлению, включая формирование объединённой команды для выполнения работ по передаче объектов, разработку Протокола о намерениях и процедур передачи объектов, определение объёма и графика реализации работ;

– завершение кампаний по выгрузке отходов с объектов научно-исследовательских баз Ноллс и Беттис, а также из зданий реакторных установок ВМС США, контроль состояния загрязнённых материалов, удаление асбеста, используемого в установках ранней постройки, начало демонтажа комплекса экспериментального энергетического реактора *S1W*, полный снос (ликвидация) вспомогательных построек.

По направлению «***Капитальное оборудование***»

Обновление информационной сети с заменой её инфраструктуры, обеспечивающей подключение *IT*-систем, используемых в программе ВМР (корпоративные приложения, такие как базы данных, хранилища файлов, веб-сайт и т.д. подключаются к программе ВМР через сетевую инфраструктуру).

По направлению «***Инфраструктурные объекты***» в подпрограмме указаны наименования и адреса объектов, которые планируется модернизировать или обновить.

2. Раздел программы «Разработка и совершенствование военно-морских реакторов»

2.1 Общая характеристика раздела «Разработка и совершенствование военно-морских реакторов»

Финансирование деятельности по совершенствованию парка военно-морских реакторов для ВМС США направлено на то, чтобы современный атомный флот США оставался передовым, хорошо оснащенным и боеспособным флотом. В рамках данного раздела программы ВМР финансируется создание и развитие уникальных технологий для военно-морских ядерных реакторов, которые играют решающую роль в обеспечении эффективного функционирования ВМС США. Деятельность по совершенствованию военно-морских реакторов включает в себя следующие направления [7–10]:

1. Поддержка парка оборудования и обеспечение безопасной эксплуатации реакторов за счёт своевременного принятия эффективных инженерно-технических решений по текущим проблемам эксплуатации, своевременной замены и технического обслуживания оборудования, а также контроля изменений эксплуатационных характеристик реакторной установки в процессе её использования.
2. Разработка и совершенствование технологий и материалов, используемых в ядерных реакторах, с целью снижения эксплуатационных расходов и улучшения эксплуатационных характеристик.
3. Проектирование испытание и техническое обслуживание основных компонентов реакторных установок и систем, актуальных для военно-морского ядерного двигателестроения.
4. Отработка и эксплуатация перспективного исследовательского реактора *ATR*, выполняемая Министерством Энергетики США, и проведение испытаний по облучению материалов для оценки возможности использования новых конструкционных материалов активных зон.
5. Проектирование и закупка капитального оборудования.

Подпрограммы раздела «Разработка и совершенствование военно-морских реакторов» представлены в табл. 3.

Таблица 3

Средства, выделенные для выполнения работ по подпрограммам раздела «Разработка и совершенствование военно-морских реакторов»

Наименования подпрограмм	Распределение средств в финансовые годы *(млн долл.)*						
	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
Строительство и эксплуатация кораблей	40.2	46.1	48.3	44.8	45.5	46.4	52.7
Технология ядерных реакторов	165.6	163.9	198.4	222.2	258.3	266.2	280.6
Технология реакторных систем и оборудования	208.1	208.7	251.9	272.1	323.4	357.7	353.0
Эксплуатация перспективного исследовательского реактора ATR	85.5	88.5	87.3	89.1	90.9	92.8	93.4
Капитальное оборудование	15.5	9.0	4.4	13.4	10.7	18.2	14.9
Всего:	514.9	516.2	590.3	641.6	728.8	781.3	794.6

По направлению «***Строительство и эксплуатация кораблей***»

Цель реализации направления подпрограммы состоит в поддержке, а также техническом обслуживании как эксплуатируемых, так и вновь создаваемых реакторных установок атомного флота. Поддержка эксплуатации работающих РУ требует непрерывного контроля и анализа физических, термодинамических, гидравлических и химических показателей для комплексной оперативной оценки состояния активной зоны, влияния конструктивных особенностей, материалов и вносимых изменений на производительность реактора и безопасность эксплуатации реакторной установки в течение всего срока службы активной зоны.

В рамках решения задач по техническому обслуживанию РУ предусматривается проектирование систем и оборудования для безопасного обращения со свежим топливом и высокорадиоактивным ОЯТ.

По направлению «***Технология ядерных реакторов***»

Целью данной подпрограммы является разработка и применение в активной зоне реактора конструкций и материалов, которые позволят повысить ядерную безопасность, тактические возможности и производительность реакторных установок, обеспечить необходимый уровень качества производства конструкций и материалов у основного поставщика и при использовании этих систем в прототипах реакторов.

Испытание конструкций и материалов как часть технологии ядерных РУ лежит в основе военно-морского атомного двигателестроения и формирует научно-исследовательский потенциал, необходимый для понимания и оперативного решения проблем атомного флота.

В рамках этой подпрограммы осуществляется финансирование Программы стипендий адмирала Риковера, а также проведение исследований ядерного топлива, включая изучение отработавших топливных кассет и облученных компонентов активной зоны в хранилище ОЯТ на площадке наземных стендов-прототипов РУ в составе экспериментального реакторного комплекса, являющегося частью Национальной лаборатории Айдахо.

По направлению «***Технология реакторных систем и оборудования***»

Задачей этого направления является создание технологий разработки и эксплуатации основного оборудования реакторных установок (например, парогенераторов) и систем, обеспечивающих их функционирование (например, измерительной аппаратуры, систем управления). В рамках данной подпрограммы осуществляется накопление специальных знаний и умений, необходимых для поддержки нормальной работы парогенераторов в составе ЯЭУ кораблей ВМС США и на стендах-прототипах, а также для проектирования и изготовления парогенераторов и теплообменников для кораблей типа *Virginia*, *Ford* и *Columbia*. Основная цель разработки измерительной аппаратуры и систем управления состоит в оснащении атомных кораблей ВМС приборами и электронным оборудованием нового поколения.

По направлению «***Эксплуатация перспективного исследовательского реактора***»

Перспективный исследовательский реактор (*ATR*) представляет собой исследовательский реактор в Национальной лаборатории Айдахо, штат Айдахо. Этот реактор создан и используется для испытаний ядерного топлива и материалов, которые будут использоваться в ЯЭУ, военно-морских силовых установках, исследовательских и перспективных реакторах. Данной подпрограммой предусмотрено проведение испытаний реакторных материалов и облучение топлива для атомного флота США. Выделенные средства будут расходоваться на проектирование, эксплуатацию, техническое обслуживание, ремонт и другие работы, связанные с функционированием исследовательского реактора *ATR* в Национальной лаборатории Айдахо. Хотя

ATR принадлежит Управлению ядерной энергии Министерства энергетики США и эксплуатируется его подрядчиком, часть основных расходов по эксплуатации объекта, а также расходы по проведению испытаний отдельных военно-морских реакторов, возложены на Департамент ВМР.

По направлению «***Капитальное оборудование***»

Задача данной подпрограммы – обеспечение не связанными со строительством основными техническими средствами и оборудованием, необходимыми для выполнения программы ВМР. Это вычислительная техника, инструменты и приспособления, имеющие срок полезного использования не менее двух лет и стоимость более 500 000 долларов, необходимые для проведения работ в рамках подпрограммы «Эксплуатация и инфраструктура военно-морских реакторов» (например, проектирование и испытание реакторных систем и разработка новых технологий).

2.2 Основные этапы реализации подпрограмм раздела «Разработка и совершенствование военно-морских реакторов», запланированные на 2022–2025 финансовые годы

По направлению ***«Строительство и эксплуатация кораблей»***:

- разработка и проведение испытаний материалов для создания новой целевой продукции и технологий;
- базовая поддержка работ по проектированию и анализу оборудования и систем для обеспечения непрерывной, безопасной и надежной эксплуатации кораблей типа *LosAngeles*, *Ohio*, *Seawolf*, *Virginia*, *Nimitz*, *Ford*;
- обоснование и поддержка решений по изготовлению реакторного оборудования.

По направлению ***«Технология ядерных реакторов»***:

- использование результатов коррозионного мониторинга и коррозионных испытаний реакторного оборудования с целью учёта влияния процессов коррозии при проектировании основного оборудования РУ;
- внедрение электроразрядного обрабатывающего оборудования (для очистки поверхностей теплообменников) в качестве замены фрезерного оборудования, используемого в хранилище ОЯТ на полигоне Айдахо;
- проведение исследований материалов оборудования и их компонентов, снятых с действующих реакторных установок, для получения данных о ресурсных характеристиках и производительности материалов и компонентах оборудования;
- эксплуатация, модернизация и поддержка в рабочем состоянии парка испытательного и экспериментального оборудования для оценки свойств и возможностей реакторного оборудования и материалов;
- изготовление экспериментальных образцов топливных элементов и поддержка испытаний и исследований по облучению оборудования и топливных элементов;
- завершение тестирования и нейтронно-физических исследований активной зоны реактора *D2W* (военно-морского реактора второго поколения для эсминцев проекта Westinghouse);
- концептуальное планирование проекта нового исследовательского комплекса для

перспективных испытаний корабельного ОЯТ, оборудования РУ и экспериментальных образцов.

По направлению «***Технология реакторных систем и оборудования***»:

- получение экспериментальных данных для оценки аналитических средств, используемых при проектировании парогенераторов;
- разработка методологии анализа данных для оценки и прогноза состояния компонентов и оборудования, находящихся в эксплуатации;
- разработка и испытание новых технологий и измерительной аппаратуры для применения на существующих и перспективных двигательных установках;
- внедрение современных средств управления и упреждающего регулирования на объектах военно-морского флота;
- проведение анализа производительности реакторного оборудования и систем для новых конструкций РУ;
- разработка и совершенствование проектных решений и аналитических методов, используемых при создании новых конструкций РУ;
- разработка методов радиационной защиты для новых проектов РУ и установок по обращению с радиоактивными материалами и оценка их эффективности по результатам экспериментального использования;
- модернизация, по мере необходимости, программного обеспечения, используемого при проектировании РУ;
- расчёт и оценка характеристик новых конструкций и существующего парка транспортировочных средств;
- разработка, отработка и внедрение перспективных средств и методов расчётного моделирования и проектирования реакторов;
- проведение акустических испытаний и анализ источников шума в компонентах двигательной установки, разработка тестов для улучшения акустических характеристик двигательной установки;
- анализ радиационной обстановки, обеспечение радиационной защиты при выгрузке топлива из флотского реактора (стенда-тренажёра) *MARF*.

По направлению «***Эксплуатация перспективного исследовательского реактора***»:

- выполнение работ по эксплуатации, техническому обслуживанию и инженерному обеспечению перспективного исследовательского реактора – *ATR*, включая четыре 50-дневных цикла экспериментов в год по облучению ядерного топлива и материалов и два эксперимента в моделируемом переходном режиме;
- проведение 18-и экспериментов по облучению ядерного топлива и материалов, которые будут использоваться в ЯЭУ, военно-морских силовых установках, исследовательских и перспективных реакторах;
- закупка ядерного топлива и оборудования для эксплуатации реактора – *ATR*;
- проведение экспериментальных исследований с 50-ю наименованиями материалов (изотопов) в год;
- разработка и реализация конструктивных изменений, необходимых для проведения

регламентных дезактивационных работ и повторного пуска реактора – *ATR* без неблагоприятных последствий для окружающей среды и здоровья человека;

– дезактивация оборудования и повторное подключение контуров теплоносителя.

По направлению «***Капитальное оборудование***»:

– использование расчётов на базе высокопроизводительной вычислительной техники, позволяющих снизить затраты на проведение физических испытаний;

– разработка и изготовление аналитического электронного микроскопа для анализа свойств материалов и иных материаловедческих исследований в рамках программы BMP;

– создание лаборатории радиационного материаловедения с использованием *SEM* контроллеров для повышения радиационной стойкости устройств и безопасного анализа радиоактивных материалов;

– применение газовой вольфрамовой дуговой сварки с защитой зоны сварки и электрода от окисления или других атмосферных воздействий.

3. Разделы 3–6 программы BMP

3.1 Общая характеристика разделов 3–6 программы BMP

Разделы 3–6 программы BMP включают следующие направления:

– перегрузка активной зоны прототипа реактора *S8G*;

– разработка РУ для ПЛАРБ *Columbia*;

– руководство программой;

– строительство.

Бюджетное обеспечение этих направлений представлено в табл. 4.

Таблица 4

Выделенные средства по программе BMP (разделы программы 3–6)

Наименования подпрограмм	Распределение средств в финансовые годы *(млн долл.)*						
	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
Перегрузка активной зоны прототипа реактора S8G	250.0	170.0	135.0	126.0	–	–	–
Разработка реакторных установок для ПЛАРБ типа Columbia	138.0	75.5	64.7	55.0	53.9	52.9	45.6
Руководство программой	48.7	50.5	53.7	54.3	55.9	57.3	58.2
Строительство	311.2	282.6	334.0	238.0	213.4	149.1	167.8

3.2 Подпрограмма «Перегрузка активной зоны прототипа реактора *S8G*»

Наземный прототип активной зоны реактора *S8G*, расположенный на полигоне Кессельринг в Уэст-Милтоне (штат Нью-Йорк), используется для обоснования технологических и технических решений при реализации программы *BMP*. Оценка состояния реактора-прототипа в 2018 показала необходимость капитального ремонта и замены активной зоны (перегрузки) реактора. Данный объект строился как прототип корабельной ЯЭУ ПЛАРБ типа *Ohio* и

далее использовался как испытательная платформа при разработке технологий для ПЛА типа *Virginia* и *Seawolf*. Проведённые стендовые испытания позволили повысить производительность и надёжность реальных РУ и одновременно снизить затраты на поддержание их жизненного цикла. Продолжение эксплуатации данного объекта и разработка новых технологий позволят увеличить ресурс активной зоны и повысить эффективность использования ядерного топлива, а также сделать активную зону более компактной и универсальной.

Результатом планируемой замены активной зоны прототипа реактора *S8G* с использованием новых технологий, разрабатываемых для ПЛАРБ типа *Columbia*, станет снижение технических, финансовых и иных рисков при реализации программы строительства нового корабля. Работы по модернизации и развитию технической базы, обоснованию существующих и разработке новых технологий начались в 2010 году.

Капитальный ремонт реакторной и паротурбинной установок будет производиться одновременно с капитальным ремонтом системы перегрузки реактора. Капитальный ремонт реакторной и паротурбинной установок предусматривает проведение планово-предупредительных ремонтных работ, а также осуществление необходимых корректирующих мероприятий. Кроме того, для обеспечения безопасности и эффективности ремонтных работ на площадке стенда-прототипа требуется создание соответствующей инфраструктуры.

Наземный реакторный стенд S8G является экономически эффективной платформой для проведения экспериментальных исследований в рамках создания и апробации новых технологий, материалов и оборудования для кораблей ВМС, а также учебной платформой для подготовки операторов РУ.

Работы по капитальному ремонту и перегрузке активной зоны стенда-прототипа реактора S8G запланированы на 2021–2022 годы. Реализация данного проекта позволить сохранить важнейший научно-исследовательский потенциал и обеспечить достижение планового ресурса активной зоны корабельного реактора ПЛАРБ типа Columbia.

На 2021 год для выполнения работ по подготовке операторов и обоснованию проекта модернизации технологии эксплуатации активной зоны РУ кораблей типа Columbia запрошено 135 млн долларов. На 2022–2025 годы в рамках реализации подпрограммы «Перегрузка активной зоны стенда-прототипа реактора S8G» запланированы следующие работы:

- завершение программы испытаний стенда *S8G*;
- завершение обновления отчета по анализу безопасности наземных прототипов;
- использование стенда *S8G* для ключевых целей эксплуатации и обучения студентов;
- завершение проекта капитального ремонта и замены (перегрузки) активной зоны прототипа реактора *S8G*.

3.3 Подпрограмма «Разработка реакторных установок для ПЛАРБ типа *Columbia*»

Начиная с 1980-х годов основу стратегических наступательных ядерных сил США на море составляют подводные лодки типа Ohio. В перспективе Главное управление ВМС США планирует иметь в составе стратегических ядерных сил морского базирования 12 кораблей типа Columbia, то есть на два корабля меньше, чем современный состав ПЛАРБ типа Ohio. Это отчасти связано с тем, что новые лодки будут оснащены реакторами S1B с модернизированной активной зоной, имеющей увеличенный ресурс. Как следствие, по сравнению с ПЛА типа Ohio корабли типа Columbia смогут чаще выходить на боевое дежурство и без промежуточной перегрузки реактора выработать установленный 42-летний срок эксплуатации. Увеличенный ресурс активной зоны реактора S1B подводных кораблей типа Columbia позволит избежать

перегрузки реактора в середине срока службы корабля. Следует отметить, что процесс перегрузки занимает не менее трёх лет и связан с капитальным ремонтом, на период которого корабль снимается с эксплуатации и боевого дежурства. Разработка новой РУ для ПЛАРБ типа Columbia позволит заменить четырнадцать ПЛАРБ типа Ohio двенадцатью ПЛАРБ типа Columbia, обладающими повышенной боеготовностью. Это позволит сэкономить более 40 млрд долларов в течение всего срока службы серии кораблей типа Columbia.

Разработка и проектирование РУ S1B (автор проекта – компания Bechtel) для кораблей типа Columbia начались в 2010 году. Стратегическая атомная подводная лодка SSBN-826 станет головной в серии стратегических ракетоносцев ВМС США типа Columbia, предназначенных для замены лодок типа Ohio. В связи с этим Управлению по ВМР Министерства энергетики США поручено создание новой РУ S1B для подводных кораблей типа Columbia в целях решения актуальных задач ВМС, повышения боеготовности кораблей и сокращения затрат на поддержание жизненного цикла. Работы по созданию РУ S1B для ПЛАРБ типа Columbia (см. рис. 3) будут продолжены в 2021 году и в последующие бюджетные периоды; в частности, предполагается подготовить планы изготовления и приобретения ядерных компонентов.

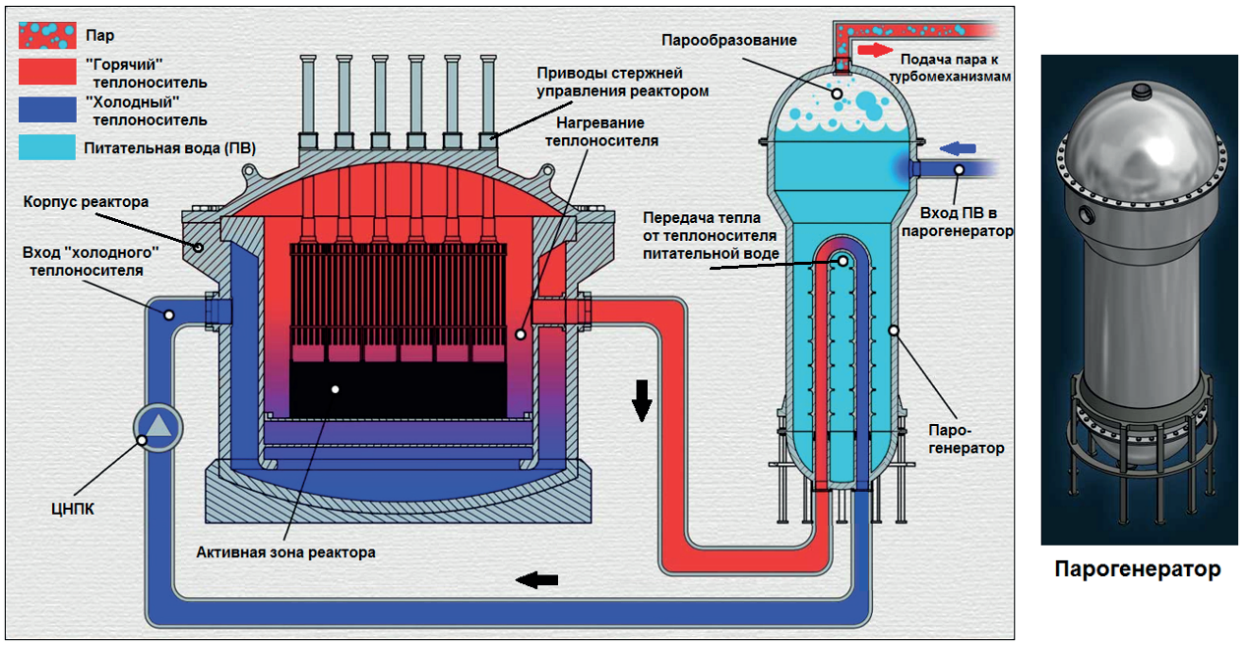


Рис. 3. Реакторная установка типа *S1B*, предназначенная к размещению на ПЛАРБ *Columbia*

Активная зона реактора S1B содержит 32 кассеты с урановым топливом. В каждую топливную кассету с помощью специального приводного механизма вводится группа стержней управления (регулирующих стержней). Каждый привод управляет одной группой, состоящей из 36 регулирующих стержней, то есть в реакторе всего имеется 1 152 регулирующих стержня. Двигатели, обеспечивающие точное перемещение группы стержней, размещены на крышке реактора. Стержни выполнены из поглощающего нейтроны материала и регулируют интенсивность реакции деления урана в активной зоне реактора, а при необходимости полностью её останавливают.

Новая форма стержня (крестообразная, а не традиционная круглая в сечении, см. рис. 4) имеет бо́льшую площадь поверхности и обеспечивает более эффективное регулирование мощности реактора.

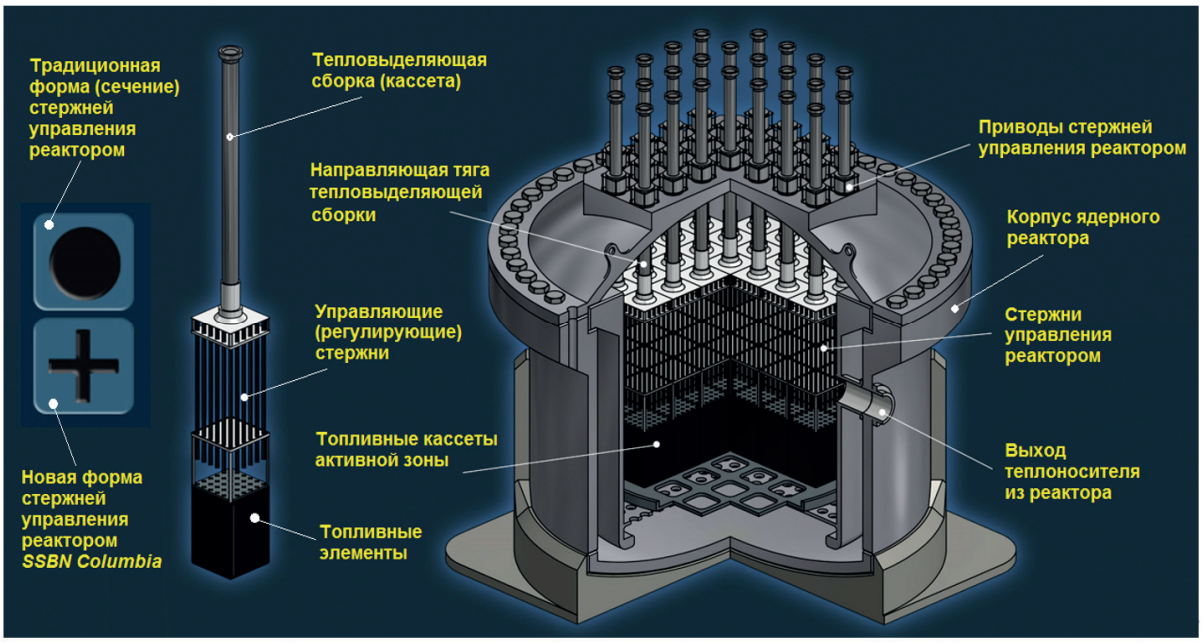


Рис. 4. Схема размещения топливных кассет в реакторе типа *S1B*

Финансируемые ГУ ВМС работы по проектированию и строительству стратегического ракетоносца типа *Columbia* координируются с разработкой его двигательной установки. Работа над созданием реактора *S1B*, финансируемая Министерством энергетики США, включает проектирование и разработку оборудования РУ, выбор конструкции активной зоны, разработку измерительной аппаратуры, определение компоновки РУ, проектирование и технологическое объединение реакторных систем, а также анализ, оценку и обоснование эксплуатационных характеристик реактора. Главное управление ВМС США в июне 2020 года подписало контракт на строительство первых двух ПЛАРБ типа *Columbia*.

3.4 Подпрограмма «Руководство программой»

С учётом особенностей эксплуатации военно-морских реакторов обязанности по централизованному руководству всеми этапами реализации программы возложены на Управление по ВМР. Сотрудники Управления определяют стратегию ведения работ, непосредственно контролируют процесс разработки новых реакторных установок и эксплуатацию существующих установок и вспомогательных объектов, деятельность подрядных организаций и научно-исследовательских баз Ноллс и Беттис. Кроме того, они обеспечивают взаимодействие с соответствующими службами Министерства здравоохранения, региональными и федеральными регулирующими органами.

Штат Управления по ВМР набирается из числа высококвалифицированных военных инженеров, прошедших пятилетнее обучение и стажировку по программе ВМР. В рамках этой стажировки подготовлены специалисты, чей профессиональный уровень значительно превосходит уровень компетенций инженерного персонала промышленного и федерального сектора ядерной энергетики.

3.5 Подпрограмма «Сопутствующие расходы»

Сопутствующие расходы включают в себя затраты на техническое обслуживание *IT*-оборудования морских реакторов, инженерное программное обеспечение, оборотные средства финансирования и лицензии. Кроме того, они включают финансирование плановых меро-

приятий по модернизации и техническому обслуживанию оборудования для видеоконференц-связи, проведение расследований по вопросам безопасности, профессиональное обучение.

В бюджетный запрос на 2021 финансовый год с учётом общей инфляции включено увеличение расходов на программу ВМР в части повышения оплаты труда персонала, сопутствующие расходы, а также расходы на *IT*-оборудование и его техническое обслуживание. Кроме того, в рамках программы ВМР планируется продолжить ротацию кадрового состава участников программы и персонала для обеспечения преемственности и обмена информацией при выполнении задач программы ВМР.

Заключение

1. Программа ***Военно-морские реакторы*** (ВМР) включает в себя шесть разделов, относящихся к разработке, безопасной эксплуатации и последующей утилизации объектов корабельной ядерной энергетики, включая сооружения береговой инфраструктуры. Перечислены направления, номенклатура и основные этапы работ по программе на ближайшие пять лет вплоть до 2025 года. Особое внимание в программе ВМР уделено эксплуатации и техническому обслуживанию исследовательского реакторного комплекса, включающего в себя два наземных стенда-прототипа, находящихся на полигоне Кессельринг в штате Нью-Йорк.
2. Действующие корабельные реакторы требуют проведения постоянного контроля и анализа нейтронно-физических, теплогидравлических, химических и материаловедческих показателей и характеристик для проведения комплексной оценки влияния конструктивных особенностей и материалов активной зоны, а также вносимых изменений, на производительность и безопасность эксплуатации реактора в течение всего срока службы его активной зоны. Отмечается, что для перспективных корабельных реакторов установленный проектный срок службы активной зоны должен быть равен сроку службы кораблей с ЯЭУ, а именно не менее 40 лет.
3. Проектные работы, финансируемые Министерством энергетики США, включают в себя разработку оборудования реакторной установки, анализ конструкции активной зоны и разработку технологии её изготовления, разработку измерительной аппаратуры реакторной установки, компоновку реакторной установки, разработку и технологическое объединение реакторных систем, а также анализ, оценку и обоснование эксплуатационных характеристик реактора. В настоящий период Управление по ВМР финансирует разработку новой реакторной установки S1B для корабельной ЯЭУ ПЛАРБ типа Columbia с ресурсом активной зоны, позволяющим избежать перегрузки реактора в середине срока службы корабля.
4. Рассмотренные в статье направления и номенклатура работ по программе ВМР, этапы и объёмы финансирования являются актуальной информацией для планирования и реализации конструктивных, технологических и организационно-технических мероприятий по совершенствованию отечественной корабельной ядерной энергетики и береговой инфраструктуры, обеспечивающей безопасность испытаний и отработку систем транспортных ЯЭУ, а также обращение с корабельным отработавшим ядерным топливом и оборудованием, снятым с эксплуатации.
5. Новые технические решения, обеспечивающие создание активных зон, имеющих ресурс и срок службы, равный сроку службы РУ и перспективных АПЛ нового поколения, также должны заблаговременно пройти проверку и всестороннюю отработку на

наземных стендах-прототипах. С учётом значительной продолжительности жизненного цикла и длительного срока создания и эксплуатации современных АПЛ, создание стендов-прототипов ЯЭУ для указанных перспективных кораблей должно при планировании предусматриваться в ближнесрочной перспективе.

Литература

1. *Замуков В.В.* К вопросу о ресурсе активной зоны перспективных ядерных реакторных установок атомных подводных лодок / В.В. Замуков // Судостроение. – 2013. – № 4. – С. 49–50.
2. Дайджест зарубежной прессы по вопросам кораблестроения. – СПб.: ФГУП «Крыловский ГНЦ», 2018–2020. – № 84–94.
3. Принципы принятия решений о создании наземного стенда-прототипа транспортной ядерной реакторной установки / С.М. Бор [и др.] // Судостроение. – 2015. – № 4. – С. 27–29.
4. Federal Salaries and Expenses Weapons Activities. Defense Nuclear Nonproliferation Naval Reactors: Congressional Budget Request. Department of Energy FY 2021. National Nuclear Security Administration. – Office of Chief Financial Officer, 2020. –Volume 1, February, DOE/CF-0161. – 745 p.
5. Federal Salaries and Expenses Weapons Activities. Defense Nuclear Nonproliferation Naval Reactors: Congressional Budget Request. Department of Energy FY 2020. Congressional Budget Request. National Nuclear Security Administration. – Office of Chief Financial Officer, 2019. – Volume 1, March 2019, DOE/CF-0150.
6. Defense Nuclear Nonproliferation Naval Reactors: Congressional Budget Request. Department of Energy FY 2011. Congressional Budget Request. National Nuclear Security Administration. – Office of the Administrator Weapons Activities; Office of Chief Financial Officer. – 2010. – Volume 1, February 2010, DOE/CF-0047. – 598 p.
7. Columbia class submarine. Immature Technologies Present Risks to Achieving Cost, Schedule, and Performance Goals // United States Government Accountability Office (GAO): Report to Congressional Committees. December 2017. – GAO-18-158. – 64 p.
8. Columbia class submarine. Overly Optimistic Cost Estimate Will Likely Lead to Budget Increases // United States Government Accountability Office (GAO): Report to Congressional Committees. April 2019. – GAO-19-497. – 64 p.
9. SSBN X nuclear submarine. Concept design Ohio class replacement submarine the Marlin-class. – Engineering Design Technology.
10. Navy Columbia (SSBN-826) Class Ballistic Missile Submarine Program: Background and Issues for Congress (R41129): Congressional Research Service. – https://crsreports.congress.gov R41129. (Updated January 15, 2021). – 66 p.

УДК 621.186.68 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_40

Испытания деаэратора подпитки и борного регулирования (ДА 65/20), изготовленного для ЛАЭС-2

Л.Д. Литвиненко[1], В.В. Безлепкин[1], А.Г. Митрюхин[1], А.Г. Аношина[1], М.С. Устинов[1], Н.А. Брус[2], А.И. Наконечный[3]

[1] АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург, Россия
[2]АО «ЭНИЦ», г. Электрогорск, Московской области, Россия
[3]АО Концерн «Росэнергоатом», Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор, Россия

Аннотация

В статье представлены результаты экспериментальных исследований деаэратора подпитки и борного регулирования насадочного типа, предназначенного для дегазации теплоносителя, выводимого из первого контура АЭС с ВВЭР.

Проблема гидродинамической неустойчивости в работе деаэраторов насадочного типа в режимах с большими расходами теплоносителя первого контура проявилась при проведении пусконаладочных работ на Тяньваньской АЭС в КНР. На основе расчётного теплогидравлического анализа, моделирования происходящих в деаэраторе процессов, был разработан технический проект нового деаэратора, изготовленного ОАО «Сибэнергомаш» для Ленинградской АЭС с целью устранения причин неудовлетворительной работы.

Новые деаэраторы подпитки и борного регулирования с омегообразными элементами (наполнителями неупорядоченных насадок) были доработаны на предварительном этапе экспериментальных исследований и с высокой деаэрационной эффективностью и гидродинамической устойчивостью способны функционировать на АЭС с ВВЭР во всех эксплуатационных режимах работы системы подпитки и борного регулирования.

Ключевые слова: деаэратор, дегазация, деаэрационная колонна, насадка, насадочный элемент, захлебывание, система подпитки и борного регулирования.

Testing of volume control tank (DA 65/20), for the Leningrad NPP-2

L.D. Litvinenko[1], V.V. Bezlepkin[1], A.G. Mitryukhin[1], A.G. Anoshina[1],
M.S. Ustinov[1], *N.A. Brus[2], A.I. Nakonechny[3]*

[1]JSC ATOMPROEKT, St. Petersburg, Russia
[2]JSC ENIC, Elektrogorsk, Moscow region, Russia
[3]JSC Rosenergoatom, Leningrad NPP, Sosnovy Bor, Russia

Abstract

The paper presents testing results of a volume control tank (VCT) in the chemical and volume control system (CVCS) that is used at VVER NPPs. The VCT system contains a packed column type deaerator designed for degasification of the primary coolant letdown.

Start-up operations at the Tianwan NPP (China) revealed the problem of hydrodynamic instability in the VCT system when operating at high coolant flows.

Based on results of numerical thermal-hydraulic analysis and simulation of processes in the VCT system, a new VCT design was developed which would remove the mentioned problem. The new VCT was manufactured by JSC Sibenergomash for the Leningrad NPP.

The design of this new VCT containing omega-shaped elements (packing) was improved after preliminary testing. The improved VCT demonstrates high degasification efficiency and hydrodynamic stability and can perform under all CVCS operating conditions at VVER NPPs.

Key words: volume control tank, degasification, deaerator column, packing, packing element, flooding, chemical and volume control system.

Деаэраторы систем подпитки и борного регулирования теплоносителя первого контура были разработаны еще во второй половине прошлого века и практически в неизменном виде продолжают закладываться в проекты, устанавливаться и эксплуатироваться на АЭС с ВВЭР. При работе системы подпитки и борного регулирования в режиме дегазации деаэратор осуществляет термическую деаэрацию теплоносителя первого контура, в результате которой удаляются растворенные в теплоносителе неконденсирующиеся газы (водород, кислород и радиоактивные инертные газы). Процесс термической деаэрации основан на интенсификации тепло- и массообмена между нисходящим потоком теплоносителя первого контура и восходящим потоком пара, генерируемого в баке-аккумуляторе, и переходе растворенных в теплоносителе неконденсирующихся газов в газообразное состояние. При подогреве теплоносителя до температуры насыщения растворимость газов в теплоносителе уменьшается и стремится к нулю. Выделившиеся неконденсирующиеся газы удаляются вместе с паром в трубопроводы системы сжигания водорода.

К сожалению, деаэраторы подпитки и борного регулирования характеризуются конструктивными особенностями и техническими решениями, которые не позволяют добиться гидродинамической устойчивости работы деаэраторов в режимах с большими расходами теплоносителя первого контура.

При проведении пусконаладочных работ на Тяньваньской АЭС было обнаружено, что при штатной работе деаэратора подпитки и борного регулирования в режиме с увеличением расхода теплоносителя первого контура, поступающего в деаэрационную колонку для дегазации, через трубопровод отвода выпара из деаэратора, расположенного в верхней части головки деаэратора, вместо парогазовой смеси начинает поступать борированная вода первого контура. Описание данной проблемы, выполнение теплогидравлического анализа, моделирование происходящих в деаэраторе процессов, а также предложения по модернизации его проекта с целью устранения причин неудовлетворительной работы этого важного схемного узла систем первого контура АЭС с ВВЭР представлены в [1]. До сих пор на работающих АЭС такая проблема решалась за счёт ряда технологических или компоновочных решений, являющихся паллиативными.

Для решения вышеизложенной проблемы и выявления истинной причины неудовлетворительной работы деаэратора подпитки и борного регулирования было принято решение о разработке конструкции деаэратора с возможностью проведения экспериментальных исследований.

В качестве прототипа был выбран деаэратор, разработанный СКБ ВТИ и изготовленный ОАО «Сибэнергомаш» [2, 3] для ранее построенных АЭС с ВВЭР. Особенностью данного деаэратора является двухступенчатая деаэрация на насадочных колоннах. Конструкция насадочной колонны представляет собой колонну, загруженную насадкой из тел различной формы. Соприкосновение пара с жидкостью происходит в основном на смоченной поверхности насадки, по которой стекает орошающая жидкость. Поверхность насадки в единице объёма колонны может быть достаточно большой, это позволяет в сравнительно небольших объёмах создать значительные поверхности массопередачи.

Насадки, применяемые для заполнения насадочных колонн, должны обладать большой

удельной поверхностью (поверхность на единицу объёма) и большим свободным объёмом. Кроме того, насадка должна оказывать малое сопротивление паровому потоку, хорошо распределять жидкость. Применяемые в колоннах насадки можно подразделить на два типа: регулярные (правильно уложенные) и неупорядоченные (засыпаемые в навал) насадки. Поскольку существующие деаэраторы с неупорядоченными насадками из колец Рашига (рис. 1а) не удовлетворяют требованиям гидродинамической устойчивости в режимах с большими расходами теплоносителя первого контура, то для наполнителя неупорядоченных насадок нового деаэратора были выбраны омегообразные элементы (рис. 1б).

а) б)

Рис. 1. Насадочный элемент – кольца Рашига (а); омегообразный элемент (б)

Насадка с омегообразными элементами имеет удельное живое сечение для прохода сред больше, чем насадка с кольцами Рашига. Кроме того, руководящий технический материал (РТМ) «Расчёт и проектирование термических деаэраторов» [4] содержит методику расчёта неупорядоченных насадок именно с омегообразными элементами, следовательно, полученные по методике РТМ результаты имеют большую надёжность. Сравнения геометрических параметров насадок с омегообразными элементами и с кольцами Рашига представлено в табл. 1.

Таблица 1

Геометрические параметры насадок с омегообразными э*лемента*ми и с кольцами Рашига

Наименование	Малая насадка	Большая насадка	Малая насадка	Большая насадка
	АО «АТОМПРОЕКТ»		СКБ ВТИ (1973 г.)	
Диаметр внутренний, мм	600	1240	600	1240
Живое сечение без засыпки, м^2	0.283	1.201	0.283	1.201
Высота засыпки, мм	400	700	400	700
Тип насадочного элемента:	Ω-образная 20×20×1		Кольца Рашига 18×18×2.5	
Удельная поверхность, м^2/м^3	194		224	
Свободный объём, м^3/м^3	0.92		0.72	
Эквивалентный диаметр, м	0.019		0.011	
Относительное свободное сечение, м^2/м^2	0.814		0.572	
Живое сечение в засыпке, м^2	0.230	0.978	0.162	0.690
Высота струйной части, мм	292	760	292	760

В процессе разработки технического проекта нового деаэратора подпитки и борного регулирования (рис. 2) АО «АТОМПРОЕКТ» получил патент на изобретение № 2565650 «Деаэратор (варианты)» (http://www.findpatent.ru/patent/256/2565650.html).

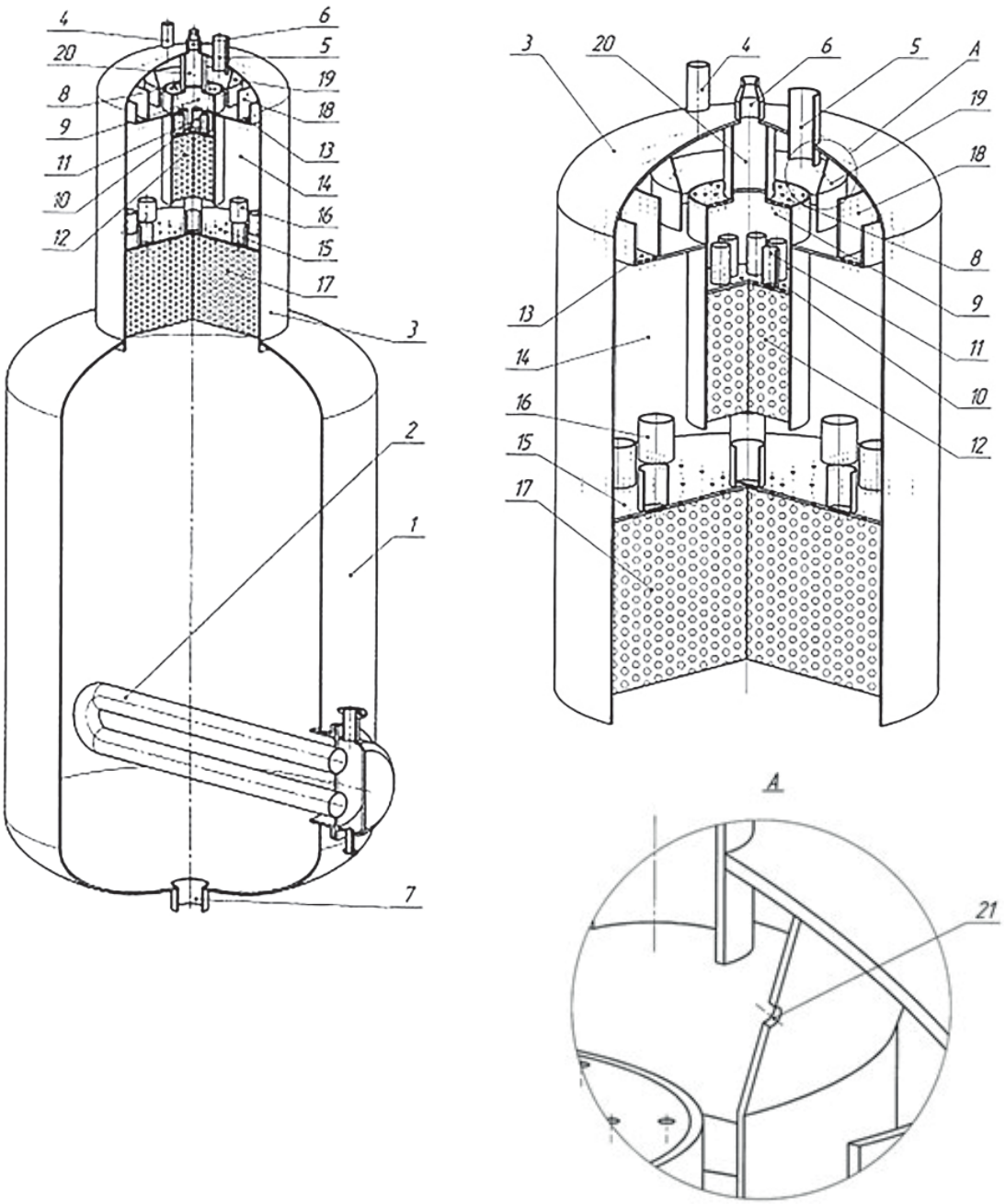
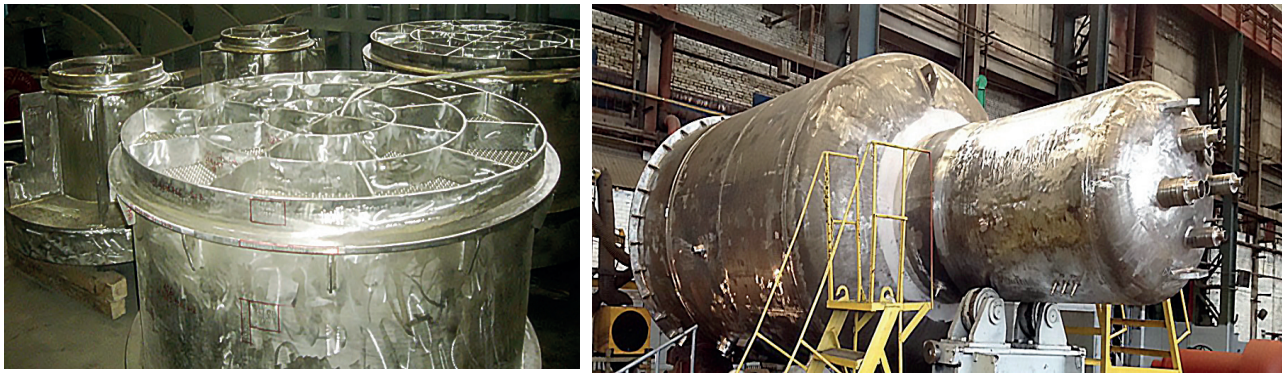


Рис. 2. Деаэратор подпитки и борного регулирования разработки АО «АТОМПРОЕКТ»:

1 – бак; 2 – источник пара; 3 – деаэрационная колонка; 4 и 5 – патрубки подачи воды; 6 – патрубок сдувки; 7 – выходной патрубок; 8 – напорная тарелка малой насадки; 9 – струйная часть малой насадки; 10 – распределительная тарелка малой насадки; 11 – стаканы распределительной тарелки малой насадки; 12 – малая насадка с неупорядоченными элементами первой ступени деаэрации; 13 – напорная тарелка большой насадки; 14 – струйная часть большой насадки; 15 – распределительная тарелка большой насадки; 16 – стаканы распределительной тарелки большой насадки; 17 – большая насадка с неупорядоченными элементами второй ступени деаэрации; 18 – борт гидрозатвора; 19 – выступ гидрозатвора; 20 – выгородка; 21 – отверстия, выполненные в выступе гидрозатвора.

В ОАО «Сибэнергомаш» по техническому проекту АО «АТОМПРОЕКТ» был изготовлен комплект из двух деаэраторов для ЛАЭС-2 (ДА 65/20), рис. 3.



а) б)

Рис. 3. Насадки деаэрационной колонки (а) и деаэратор ДА 65/20 (б), изготовленные ОАО «Сибэнергомаш» для применения на ЛАЭС-2

Для подтверждения деаэрационных показателей и гидродинамической устойчивости нового деаэратора в стационарных режимах работы, определенных исходными техническими требованиями к режимам работы системы подпитки и борного регулирования, были проведены испытания на стенде АО «ЭНИЦ». Принципиальная схема экспериментального стенда приведена на рис. 4.

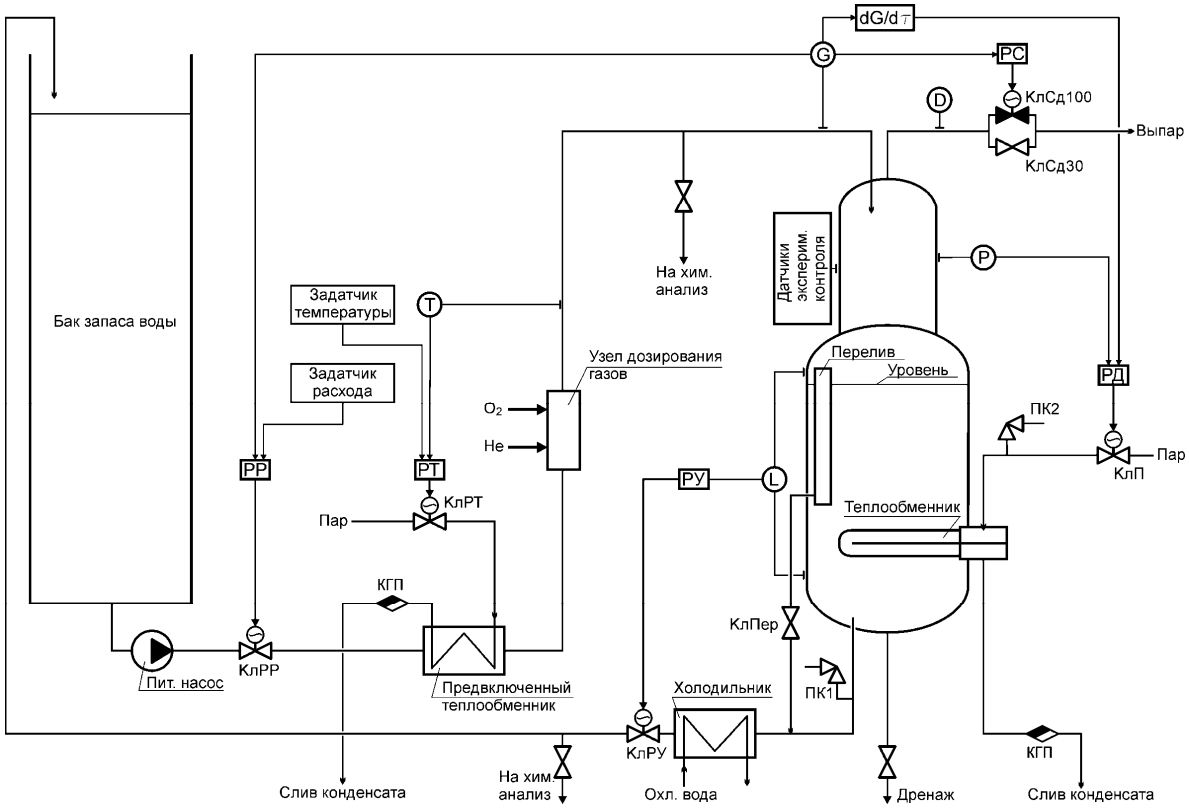


Рис. 4. Принципиальная схема экспериментального стенда АО «ЭНИЦ»

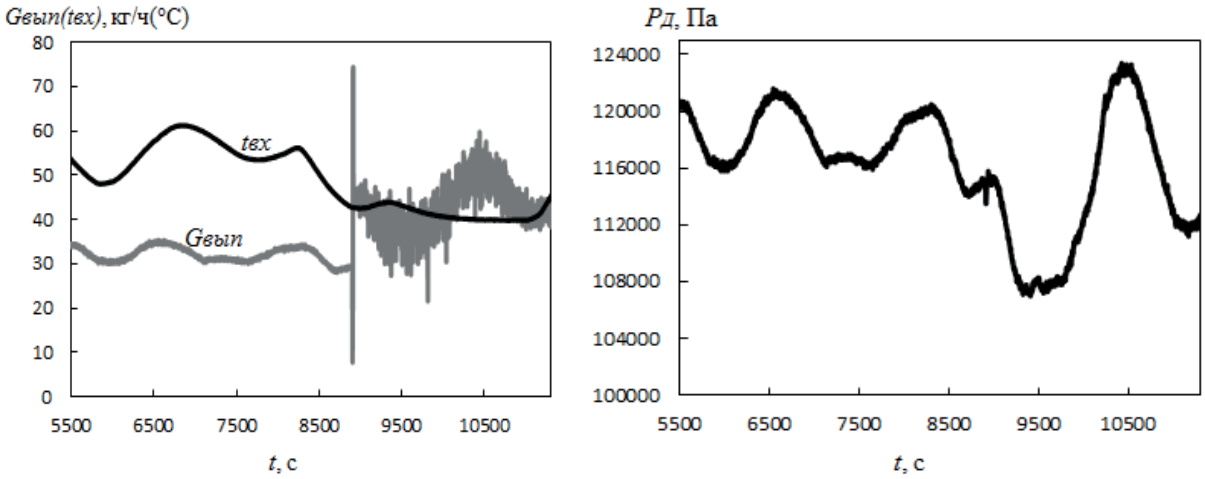
Перечень режимов, в которых испытывался деаэратор подпитки и борного регулирования, представлен в табл. 2.

В ходе испытаний деаэратор устойчиво отработал только в режимах № 1 и № 4 (табл. 2). В остальных режимах (режим № 3 представлен в табл. 2 и на рис. 5) имело место попадание капель влаги в трубопровод вывода выпара из деаэратора (захлебывание).

Таблица 2

Параметры сред в стационарных режимах работы деаэратора подпитки и борного регулирования

Наименование	Обозначение	Значение				
Номер опыта (режима)		1	2	3	4	5
Давление в деаэраторе, МПа	*Рд*	0.12 (абс.)				
Вода на входе						
Расход поступающей среды, т/ч	*Gпс*	5	15	20	61	70
Температура на входе, °С	*tвх*	30	35	40	80	60
Вода на выходе						
Температура на выходе, °С	*tвых*	104				
Выпар						
Расход выпара, кг/ч	*Gвып*	30	30	30	130	130
Температура выпара, °С	*tвып*	104				
Греющий пар						
Давление пара, МПа	*Рпар*	до 0.35				
Температура, °С	*tпар*	ts + (5÷15)				
Расход пара, т/ч	*Gпар*	Из условия поддержания давления в деаэраторе				



а) б)

Рис. 5. Экспериментальные зависимости параметров сред деаэратора.

Режим № 3 (*Gпс* = 20 т/ч, *tвх* = 30 °С):

а) зависимость расхода выпара (*Gвып*) и температуры поступающей среды (*tвх*) от времени *t*;

б) зависимость давления в деаэрационной колонке *Рд* от времени *t*.

При встрече в головке деаэратора потоков влажного насыщенного пара с «холодной» водой происходит резкая конденсация пара в струйной части малой насадки (см. рис. 2 позиция 9). Это объясняется провалом давления в начальный момент при достижении температуры поступающей среды 43 °С. Затем давление внутри деаэратора резко растёт. Датчик измерения массового расхода выпара начинает показывать осциллирующие недостоверные значения, что характерно для ситуации, когда вместо парогазовой среды в потоке появляется вода. В ходе эксперимента наблюдалось характерное усиление шума работы деаэратора, подтверждающее наличие капель воды в трубопроводе отвода выпара.

Для определения причин неустойчивой работы деаэратора (учёта влияния эффектов конденсации в деаэрационной колонке) было выполнено моделирование режима № 3 (табл. 2) с использованием теплогидравлического расчётного кода КОРСАР (версия VN.036.002) [5] на базе Simulation In Tech. Модель деаэрационной колонки представлена на рис. 6.

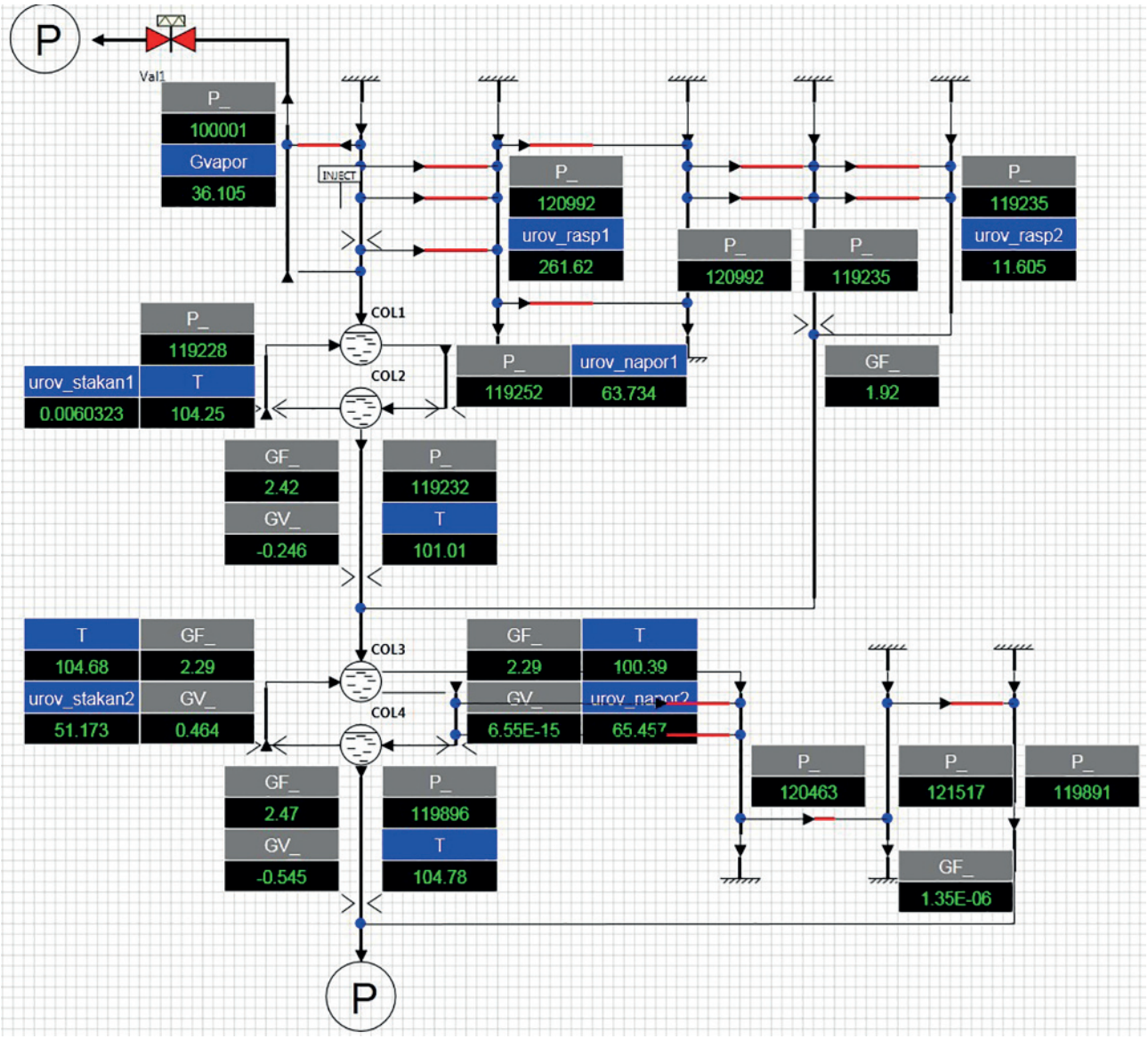
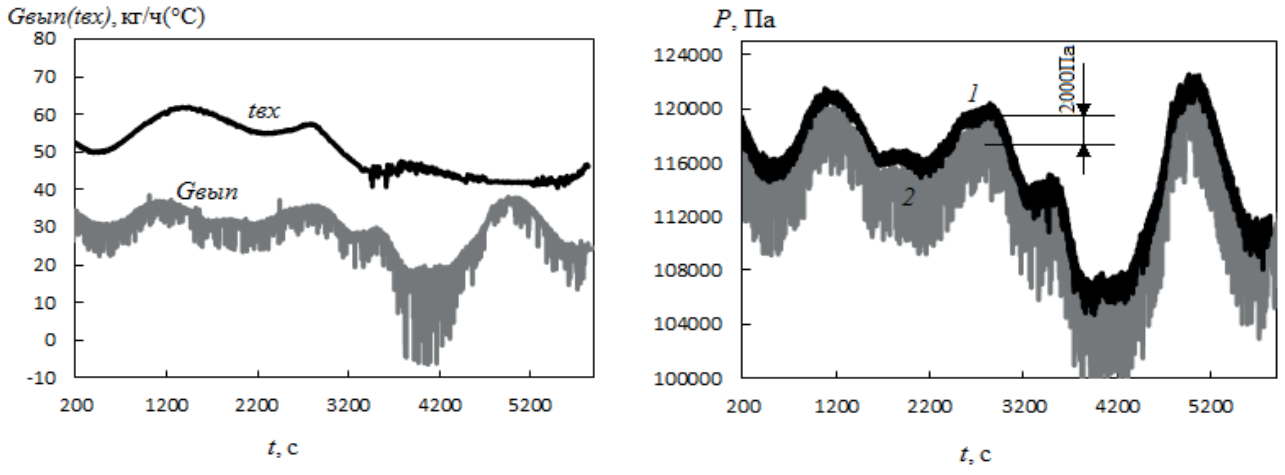


Рис. 6. Теплогидравлическая модель деаэрационной колонки при численном моделировании с использованием расчётного кода КОРСАР на базе SimInTech:

T – температура, °C; P – давление, Па; GF – расход воды, кг/с; GV – расход пара, кг/с; Gvapor – расход выпара, кг/ч; urov_rasp1 – уровень воды на распределительной тарелке малой насадки; urov_rasp2 – уровень воды на распределительной тарелке большой насадки; urov_napor1 – уровень воды на напорной тарелке малой насадки; urov_napor2 – уровень воды на напорной тарелке большой насадки.

В теплогидравлической модели были учтены все геометрические параметры внутрикорпусных устройств деаэрационной колонки. В граничных условиях по давлению в баке-аккумуляторе, по расходу и температуре поступающей среды были заданы табличные значения, полученные в процессе экспериментов АО «ЭНИЦ». В РК КОРСАР есть возможность получить расчётные данные по давлению в струйной части малой насадки (см. рис. 2 позиция 9). Результаты расчётов параметров сред деаэратора в режиме № 3 (см. табл. 2) представлены на графиках (см. рис. 7).



а) б)

Рис. 7. Результаты расчётов параметров сред деаэратора в режиме № 3 (*Gпс* = 20 т/ч, *tвх* = 30 °С):

а) расчётная зависимость температуры поступающей среды на входе в деаэратор t*вх* и расхода выпара *Gвып* от времени *t*;

б) расчётная зависимость давления в деаэрационной колонке *P* от времени *t*: *1* – давление в деаэрационной колонке; *2* – давление в струйной части малой насадки (расчётный код КОРСАР на базе SimInTech).

В расчётах так же, как и в экспериментах, наблюдались резкое падение давления в деаэрационной колонке и пульсации расхода выпара при достижении температуры поступающей среды 43 °С (см. рис. 7). Разница между давлением в деаэрационной колонке и давлением в струйной части малой насадки (см. рис. 2 позиция 9) составила приблизительно 2 000 Па.

Противоток, являющийся определяющим положительным фактором непосредственно для деаэрации, отрицательно влияет на гидродинамическую устойчивость работы струйной части малой насадки. Струйная часть предназначена в основном для подогрева поступающей среды и имеет значительные ограничения по скорости движения фаз в связи с опасностью влагоуноса в магистраль выпара и возникновения режима захлебывания. Снижение температуры поступающей среды приводит к недогреву воды в струйной части малой насадки и конденсационным гидроударам. За счёт конденсации пара в струйной части малой насадки происходит снижение давление на 2 000 Па. Из-за перепада давлений расход поступающей среды на малую насадку больше расчётного [4] в два раза (данная насадка рассчитана на расход 2.78 кг/с).

На основе выполненных расчётов с использованием расчётного кода КОРСАР можно предположить, что причина несоответствия ранее проведенных расчётов по РТМ [4, 6, 7] с экспериментами заключается в отсутствии методики расчёта гидравлического сопротивления «мокрой» насадки. Если ограничить расход поступающей среды на малую насадку, уменьшив количество отверстий в распределительной тарелке малой насадки (см. рис. 2), то захлебывания в малой насадке не будет, и деаэратор вернется в расчётную область гидродинамической устойчивости. После проверки сделанного предположения с помощью расчётного кода КОРСАР были проведены испытания с перекрытием половины отверстий на распределительной тарелке малой насадки (см. рис. 2 позиция 10), которые подтвердили правильность решения.

В ходе экспериментальных исследований предельные температуры поступающей среды в деаэратор, соответствующие режимам захлебывания деаэратора, получены не были из-за технических ограничений стенда по температуре конечного потребителя тепла. Минимально достигнутые температуры поступающей среды в деаэратор для режимов № 1–№ 5 (см. табл. 2) показаны на рис. 8.

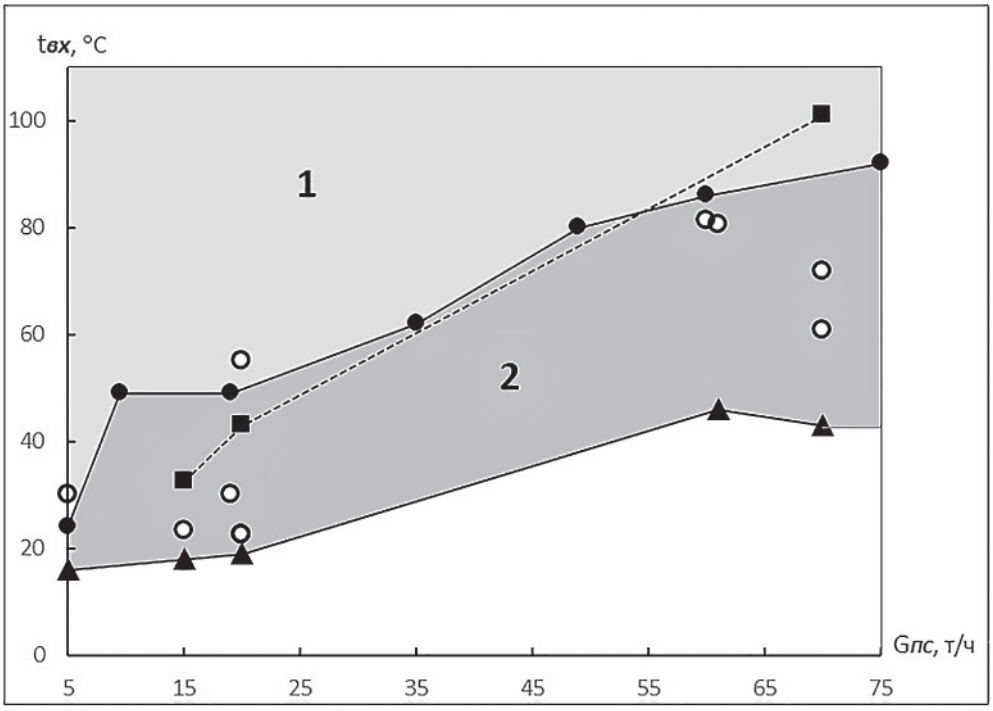


Рис. 8. Зависимость минимально допустимой температуры поступающей в деаэратор среды от её расхода:

(○) – значения по исходным техническим требованиям к режимам работы системы подпитки и борного регулирования;

(●) – деаэратор с неупорядоченными насадками с кольцами Рашига;

(■) – деаэратор с неупорядоченными насадками с омегообразными элементами;

(▲) – деаэратор с неупорядоченными насадками с омегообразными элементами с перекрытием половины отверстий на распределительной тарелке малой насадки;

1 – рабочая область деаэратора с неупорядоченными насадками с кольцами Рашига;

1+2 – рабочая область деаэратора с неупорядоченными насадками с омегообразными элементами.

Из рис. 8 видно, что рабочая область деаэратора с омегообразными элементами гораздо больше, чем у деаэратора с кольцами Рашига. Значения температур и расходов поступающей среды по исходным техническим требованиям к режимам работы системы подпитки и борного регулирования находятся в области гидродинамической устойчивости работы деаэратора с омегообразными элементами.

Заключение

1. Результаты проведенных расчётов с помощью теплогидравлического кода КОРСАР показали, что захлебывание деаэрационной колонны было вызвано не малой пропускной способностью малой насадки, как предполагалось ранее, а конденсацией пара в струйной части малой насадки. Переход на насадку с омегообразными элементами повысил пропускную способность деаэрационной колонны, но не устранил захлебывание. Проведенный анализ чувствительности деаэрационной колонны на пропускную способность малой насадки позволил рассчитать дополнительное необходимое сопротивление для ограничения расхода поступающей воды на первую ступень деаэрации, тем самым вернуть деаэратор в требуемый диапазон режимов работы системы подпитки и борного регулирования.

2. После подтверждения расчётных данных экспериментами, проведенными АО «ЭНИЦ»

в 2016 году, АО «АТОМПРОЕКТ» были даны рекомендации по модернизации деаэраторов подпитки и борного регулирования (ДА 65/20) с целью устранения захлебывания при эксплуатации.

3. Полученные расчётные и экспериментальные данные позволяют сделать вывод о возможности учёта при расчёте двухступенчатых деаэраторов с неупорядоченными насадками гидравлического сопротивления «мокрой» насадки с использованием расчётного кода КОРСАР и внесения соответствующих корректировок в методики [4, 6, 7].
4. Новые деаэраторы подпитки и борного регулирования с высокой деаэрационной эффективностью и гидродинамической устойчивостью будут надежно работать на АЭС с ВВЭР во всех эксплуатационных режимах работы системы подпитки и борного регулирования.

Литература

1. Улучшение теплогидравлических режимов работы деаэраторов системы подпитки и борного регулирования с насадочными колоннами / Л.Д. Литвиненко, В.В. Безлепкин, А.Г. Митрюхин, А.Г. Амелюшина // Атомная энергия. – 2015. – Т. 118, вып. 1. – С.11–14.
2. Деаэратор системы борного регулирования. Технический проект: пояснительная записка ВГ.25.00.00.ПЗ. – 1973. – 67 с.
3. 03.8170.077 Деаэратор подпитки и борного регулирования. Чертежи рабочие. – ОАО «Сибэнергомаш», 2001. – 123 с.
4. РТМ 108.030.21-78. Расчёт и проектирование термических деаэраторов. Изм. 1.
5. Опыт создания и основные характеристики теплогидравлического расчётного кода нового поколения КОРСАР / В.А. Василенко, Ю.А. Мигров, С.Н. Волкова, Ю.В. Юдов, И.Г. Данилов, В.Г. Коротаев, В.В. Кутьин, Б.Р. Бондарчик, Д.В. Бенедиктов // Теплоэнергетика. – 2002. № 11. – С.11–16.
6. РТМ 108.031.05-84. Оборудование теплообменное АЭС. Расчёт тепловой и гидравлический.
7. *Оликер И.И.* Термическая деаэрация воды на тепловых электростанциях / И.И. Оликер, В.А. Пермяков. – Л.: Энергия, 1971.

УДК: 621.039.534.46 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_50

Совершенствование водно-химического режима контура жидкостного регулирования реактора ПИК

Т.В. Воронина

Петербургский институт ядерной физики им. Б.П. Константинова
Национального исследовательского центра «Курчатовский институт»,
г. Гатчина Ленинградской области, Россия

Аннотация

На реакторе ПИК (НИЦ КИ – ПИЯФ) по проекту предусмотрен тяжеловодный контур жидкостного регулирования. В качестве теплоносителя контура жидкостного регулирования изначально планировали использовать раствор $Gd(NO_3)_3$ – поглотитель нейтронов для регулирования реактивности при выгорании топлива в активной зоне. В настоящее время контур жидкостного регулирования применяется для отвода тепла от стенок корпуса реактора и контроля их целостности. Его теплоносителем теперь является чистая тяжёлая вода. В связи с этим возникла необходимость пересмотреть объём химического контроля для этого контура.

В работе предложен и обоснован перечень контролируемых показателей для тяжёлой воды системы жидкостного регулирования. Выполнена оценка предельно допустимых концентраций для каждого контролируемого параметра.

Ключевые слова: химический контроль, водно-химический режим, контур ЖР, тяжёловодный теплоноситель, реактор ПИК.

Improvement of water chemistry regime of the PIK reactor liquid regulation circuit

T.V. Voronina

Petersburg Nuclear Physics Institute named by B.P. Konstantinov of National Research Centre
“Kurchatov Institute”, Gatchina, Leningrad region, Russia

Abstract

According to the project, a heavy-water liquid regulation circuit is provided at the PIK reactor (NRC KI – PNPI). Initially, it was planned to use a neutron absorber solution of gadolinium nitrate as a coolant in the regulation circuit to regulate the reactivity during fuel burnout in the core. Currently, the regulation circuit is used to control the integrity of the reactor vessel and its coolant is pure heavy water. In this regard, it became necessary to revise the chemical control for this circuit.

The list of controlled parameters of regulation circuit heavy water proposes and substantiates in the paper. An assessment of the maximum permissible concentrations for each parameter is carried out.

Key words: chemical control, water chemistry regime, liquid regulation circuit, heavy water coolant, PIK reactor.

Введение

Контур жидкостного регулирования (ЖР) является системой, важной для безопасности реактора ПИК. Поэтому вопрос организации правильного водно-химического режима (ВХР) контура ЖР является актуальным. Изначально система ЖР служила как резервный компенсирующий орган (жидкостной регулятор) при отказе любого регулятора СУЗ, а также для отвода тепла от стенок корпуса реактора [1]. В качестве теплоносителя контура ЖР планировали использовать раствор поглотителя нейтронов – раствор нитрата гадолиния $Gd(NO_3)_3$ в лёгкой воде с концентрацией от $0.042 \cdot 10^{-3}$ до 0.042 моль/л [2]. В настоящее время [3], сохранив название, назначение контура ЖР изменено: он служит для отвода тепла от стенок корпуса реактора и для контроля целостности корпуса ПИК01.000 [4]. Такие функции контура как использование в качестве резервного компенсирующего органа и регулирование реактивности при выгорании топлива в активной зоне в течение кампании упразднены. В связи с этим было принято решение отказаться от раствора нитрата гадолиния в качестве теплоносителя и использовать в системе ЖР чистую тяжелую воду D_2O.

Принятие решения о замене раствора $Gd\ (NO_3)_3$ в лёгкой воде на D_2O, к сожалению, не повлекло за собой своевременного пересмотра норм ВХР и объёма химического контроля (ХК) системы ЖР. В 2019 году вышел «Регламент химического контроля водных теплоносителей и технологических сливов реактора ПИК. № 19 РК-047.00 Р» [5], в котором объём химического контроля теплоносителя контура ЖР включает в себя pH, прозрачность, концентрацию железа, концентрацию дейтерия и концентрацию нитрата гадолиния, что явно не соответствует теплоносителю контура ЖР на основе чистой тяжёлой воды D_2O, поскольку не включает в себя важных параметров, определяющих химическую чистоту данного теплоносителя. В этой связи назрела необходимость пересмотра норм водно-химического режима и объёма химического контроля теплоносителя системы ЖР.

Анализ нового ВХР контура ЖР показал, что для обеспечения его надёжной эксплуатации в объём химического контроля тяжеловодного теплоносителя необходимо включить показатели химической чистоты: удельная электрическая проводимость (УЭП), pD, прозрачность, концентрация катионов, концентрация анионов, концентрация общего органического углерода и концентрация продуктов радиолиза: перекиси дейтерия, растворенного кислорода и растворенного дейтерия [6]. Нормирование этих показателей следует производить с учётом использованных в системе конструкционных материалов, технологических условий эксплуатации контура и возможностей установки очистки.

При нормировании показателей качества тяжёлой воды ЖР надо также учитывать, что физико-химические свойства тяжёлой воды отличаются от лёгкой [6, 7]. Это отражается при определении таких химических показателей, как УЭП и pD. Однако на нормирование большинства параметров, таких как прозрачность, концентрация анионов и катионов, общий органический углерод это отличие не влияет.

1. Краткое описание контура жидкостного регулирования

Система ЖР состоит из основного контура и вспомогательных систем [1–3]. К основному контуру относится система циркуляции и охлаждения теплоносителя, к вспомогательным системам относятся система поддержания давления в контуре ЖР; система сжигания водорода (дейтерия); система заполнения тяжёлой водой; система приёма теплоносителя; система подачи теплоносителя на очистку и возврата дистиллята. Оборудование и трубопроводы контура ЖР, контактирующие с теплоносителем, изготовлены из аустенитных нержавеющих сталей марок 08Х18Н10Т и 12Х18Н10Т. В качестве уплотнительных прокладок использованы прокладки из фторопласта и медных сплавов.

Основные технологические параметры системы контура жидкостного регулирования:

– теплоноситель	– D_2O;
– объём контура, м^3	– 2;
– расход теплоносителя в контуре, м^3/час	– 55;
– расход на очистку, л/час	– 50;
– давление т/н на входе в «щель» корпуса реактора, МПа (кгс/см^2)	– 1.3 (13);
– давление в газовой полости компенсатора-дегазатора, МПа (кгс/см^2)	– 0.8 (8);
– перепад давления между первым контуром и контуром ЖР, МПа (кгс/см^2)	– 3.7 (37);
– температура на входе в «щель» контура ЖР, °С	– 50;
– температура на выходе из «щели» контура ЖР, °С	– 60;

– контур ЖР работает под азотной подушкой.

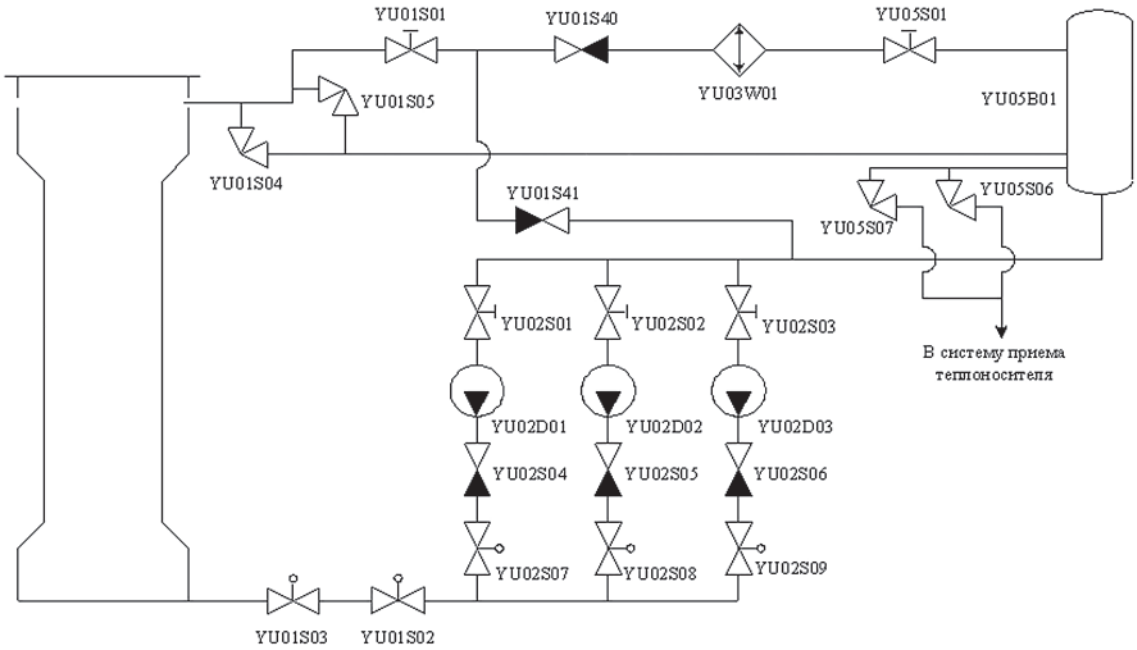


Рис. 1. Структурно-функциональная схема системы жидкостного регулирования

Схема системы ЖР представлена на рис. 1. Она включает кольцевую полость (щель) корпуса реактора, теплообменник YU03W01, дегазатор-компенсатор объёма YU05B01, три насоса (2 рабочих и один резервный) и напорный коллектор с восемью трубопроводами, обеспечивающими поток теплоносителя в восьми четырёхмиллиметровых щелевых зазорах полости вокруг активной зоны реактора в направлении снизу-вверх. Таким образом, контур ЖР представляет собой кольцевую полость вокруг корпуса реактора, в щелевых зазорах которой циркулирует концентрированная тяжёлая вода. Толщина щелевого зазора составляет всего 4 мм. Зазор разделен перегородками на 8 секторов. Это – узкое место контура, в котором недопустимы отложения загрязнений теплоносителя.

От активной зоны теплоноситель контура ЖР отделяет только стенка корпуса реактора из нержавеющей стали толщиной 8 мм. Следовательно, радиолиз в теплоносителе ЖР в области активной зоны реактора будет идти примерно с той же скоростью, что и в теплоносителе первого контура. Таким образом, на реакторе ПИК в радиационно-напряженных условиях и условиях радиолиза теплоносителя работает оборудование не только первого контура, но и тяжеловодного контура ЖР. Поэтому ВХР контура ЖР следует уделить особое внимание.

2.1 Расчёт и обоснование объёма химического контроля и норм качества тяжёлого теплоносителя контура жидкостного регулирования

2.1. Концентрация железа (расчёт)

Основным конструкционным материалом оборудования контура ЖР являются аустенитные нержавеющие стали, следовательно, в теплоносителе ожидается появление железа в ионном виде и в виде нерастворимых соединений. К контролю содержания нерастворимых примесей в теплоносителе ЖР, как уже было сказано выше, необходимо установить жёсткие требования в связи с конструктивными особенностями контура ЖР. Попробуем оценить накопление продуктов коррозии (железа) в системе ЖР. Для этого необходимо знать скорость коррозии конструкционного материала, объём и площадь поверхности контура ЖР.

Объём контура ЖР складывается из внутреннего объёма трубопроводов, объёма оборудования контура (теплообменника, дегазатора, 2-х насосов) и объёма щели:

$$V_{КЖР} = V_{тр} + V_{то} + V_{дг} + 2 \cdot V_{нас} + V_{щели}. \quad (1)$$

В соответствии с проектной и рабочей документацией системы объём тяжёлой воды в контуре ЖР по расчёту составил 2.065 м^3.

Площадь поверхности контура ЖР складывается из внутренней площади поверхности трубопроводов, внутренней площади поверхности оборудования контура теплообменника и площади поверхности щели:

$$S_{КЖР} = S_{тр} + S_{то} + S_{щели}. \quad (2)$$

В соответствии с проектной и рабочей документацией площадь поверхности контура ЖР по расчёту составила 105.897 м^2.

Для расчётов значений предельно допустимой концентрации (ПДК) по железу предлагаем взять минимальную (удельную на единицу поверхности) скорость коррозии для аустенитных нержавеющих сталей в воде первого контура ($v_{коррозии}$), равную 0.7 мг/(м^2·сутки) [8]. Тогда, можно рассчитать накопление продуктов коррозии ($M_{ПК}$) в контуре ЖР реактора ПИК по формуле:

$$M_{ПК} = S_{КЖР} \cdot v_{коррозии}\ . \quad (3)$$

За 1 сутки накопление продуктов коррозии в контуре ЖР составит:

$$M_{ПК} = 105.897\ (м^2) \cdot 0.7\ мг/(м^2 \cdot сутки) = 74.1\ мг/сутки.$$

За 20 суток кампании (для ТВС ПИК-1), накопление продуктов коррозии в контуре составит 1 482.6 мг. Из них только (5–10) % перейдет в теплоноситель, то есть (74.1–148.3) мг. За 25 суток кампании (для ТВС ПИК-2), соответственно, накопление продуктов коррозии составит в контуре 1 853.2 мг, в теплоноситель перейдет (92.7–185.3) мг.

Таким образом, теоретически ожидаемая концентрация продуктов коррозии в контуре ЖР к концу кампании по оптимистичному прогнозу составит:

- для кампании 20 суток не более: $M_{ПК}/V_{КЖР}$= 148.3 мг/2 065 л = 0.072 мг/л ≈ 70 мкг/дм^3;
- для кампании 25 суток не более: $M_{ПК}/V_{КЖР}$= 185.3 мг/2 065 л = 0.090 мг/л = 90 мкг/дм^3.

С учётом конструктивных особенностей системы, предлагаем отнести массовую концентрацию железа к нормируемым показателям и установить для него значение ПДК не более, чем 50 мкг/дм^3. Следовательно, к концу кампании реактора ПИК ожидаемая концентрация же-

леза в теплоносителе контура ЖР может не только достигнуть значения ПДК, но и превысить его. Поэтому считаем, что необходима непрерывная или периодическая очистка теплоносителя контура ЖР. Для очистки теплоносителя может быть использована установка химической водоочистки (ХВО) ЖР, в состав которой входят выпарной аппарат и патронный перлитный фильтр. Очистка теплоносителя ЖР также возможна на установке ХВО ТВО (тяжеловодного отражателя), в состав которой входят выпарная установка и ионообменные фильтры.

2.2 Концентрация меди

Медь используется в прокладках оборудования контура ЖР, поэтому необходимо включить концентрацию меди в перечень контролируемых параметров. По аналогии с нормами, установленными для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК, предлагаем отнести концентрацию меди к нормируемым показателям и установить для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР ПДК меди не более, чем 10 мкг/дм^3 [5].

2.3 Концентрация органических веществ

Органические вещества могут попасть в теплоноситель контура ЖР только с водой первичного заполнения или с водой подпитки в молекулярной форме и в виде мелкодисперсной взвеси. В процессе эксплуатации внутри контура они не образуются. Однако, если высокомолекулярные органические соединения попадут в контур ЖР, они будут подвергаться радиационной деструкции с образованием коррозионно-опасных примесей, в частности, серной кислоты. Поэтому на всех РУ контролируется и нормируется содержание органических веществ (общий органический углерод, далее ООУ). Предлагаем отнести концентрацию ООУ к диагностическим показателям и установить для концентрации ООУ значение ПДК не выше, чем 0.5 мг/дм^3.

2.4 Прозрачность

Любые нерастворимые примеси, попавшие в теплоноситель контура ЖР с водой первичного заполнения и подпитки и образовавшиеся в нем во время эксплуатации, опасны для контура в силу его конструктивных особенностей. Поэтому к их содержанию необходимо установить довольно жесткие требования, чтобы исключить возможность их концентрирования и оседания на стенках щели контура ЖР. К таким примесям в первую очередь можно отнести продукты коррозии и в меньшей степени органические примеси воды. Несмотря на то, что концентрация железа будет обязательно контролироваться в теплоносителе контура ЖР, необходимо дополнительно организовать контроль прозрачности теплоносителя. Этот параметр является важнейшим показателем, характеризующим содержание в теплоносителе нерастворимых примесей. Кроме того, он быстро и надежно измеряется на современном лабораторном оборудовании – фотометре.

Предлагаем отнести прозрачность к нормируемым показателям и установить для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР ПДК не менее, чем 95 % по аналогии с нормами, установленными для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК [5].

Далее целесообразно проверить соответствие норм, установленных для прозрачности и концентрации нерастворимых примесей (концентрации железа). Для этого используем данные, полученные ранее при эксплуатации бака тяжеловодного отражателя. При сливе тяжёлой воды в 2019 году был установлен тот факт, что концентрация железа в тяжёлой воде обратно пропорциональна прозрачности. Так при увеличении концентрации железа до 200 мкг/дм^3 прозрачность падала до 94 %, а при увеличении концентрации железа до 1000 мкг/дм^3 – до 72 %. При содержании железа в тяжёлой воде $\leq$ 50 мкг/дм^3, её прозрачность всегда была $\geq$96 %. Это хорошо демонстрирует рис. 2.

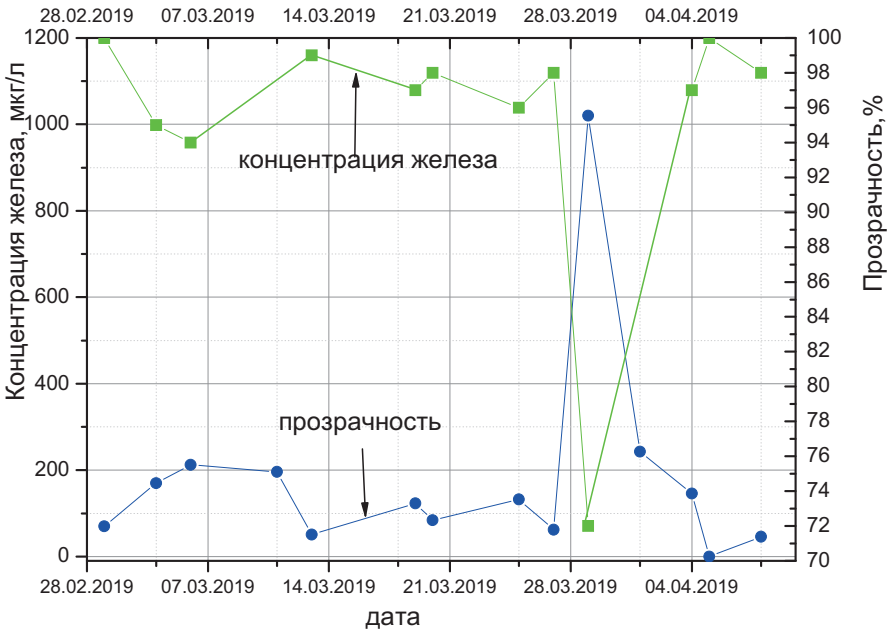


Рис. 2. Изменение прозрачности и концентрации железа в тяжёлой воде во время слива из бака тяжеловодного отражателя (2019 год)

Влияние содержания продуктов коррозии нержавеющей стали на прозрачность тяжёлой воды по результатам анализов проб, показано на рис. 3. Результаты измерений подтверждают, что норма, установленная для прозрачности тяжёлой воды (≥ 95 %), не противоречат величине ПДК, установленной для концентрации железа (≤ 50 мкг/дм^3), с учётом возможного содержания других нерастворимых примесей. А установка ХВО ЖР, в состав которой входят выпарной аппарат и патронный перлитный фильтр, позволит поддерживать концентрацию нерастворимых примесей, ниже предлагаемого значения ПДК.

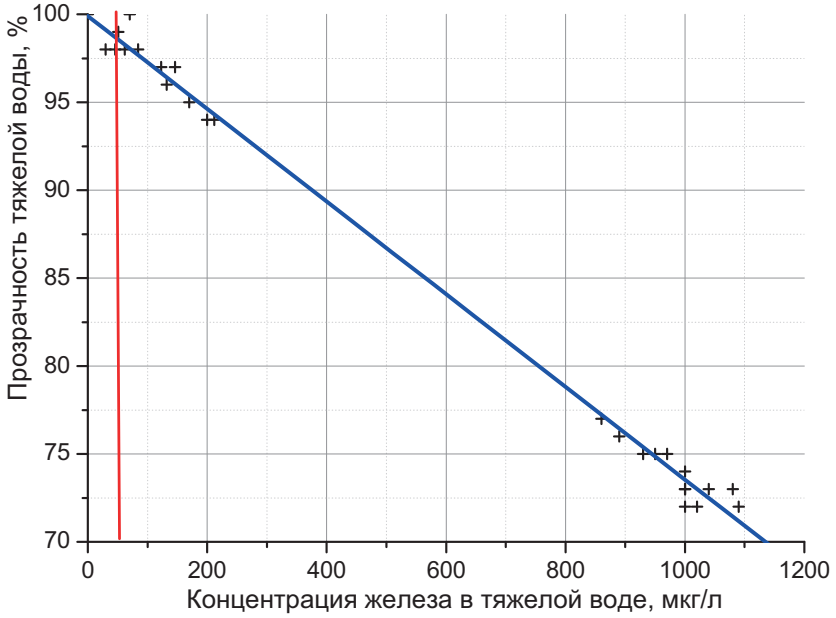


Рис. 3. Зависимость прозрачности тяжёлой воды от содержания в ней железа

2.5 Общая жёсткость

В контуре ЖР нет внутренних источников образования и поступления в теплоноситель солей кальция и магния. Однако, какое-то количество солей жёсткости может содержаться в тяжёлой воде первичного заполнения и подпитки контура ЖР. По аналогии с нормами, установленными для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК, предлагаем отнести общую жесткость к диагностическим показателям и установить для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР норму для общей жёсткости не выше, чем 3 мкг-экв/дм^3 [5].

2.6 Концентрация анионов

При разработке и организации ВХР в контурах, где основным конструкционным материалом являются аустенитные нержавеющие стали, склонные к коррозионному растрескиванию, в первую очередь нужно иметь в виду не общую коррозию, а коррозию под напряжением. Активаторами такого типа коррозии, как правило, выступают хлорид- и фторид-ионы. Среди материалов прокладок оборудования контура ЖР есть фторопласт и графитофторопласт, которые могут стать источником фторидов в теплоносителе контура ЖР при определенных условиях.

Сульфат-ионы также могут стать активаторами коррозии нержавеющих сталей. Обычно сульфат-ионы попадают в теплоноситель из ионно-обменных смол. В составе установки ХВО ЖР нет ионообменных фильтров (ИОФ), однако в состав установки ХВО ТВО входит ИОФ. Кроме того, сульфаты могут попасть в контур с водой заполнения и подпитки.

По аналогии с нормами, установленными по анионам для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК [5], предлагаем для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР отнести к контролируемым показателям:

- концентрацию хлорид-ионов и установить ПДК не выше, чем 50 мкг/дм^3;
- концентрацию фторид-ионов и установить ПДК не выше, чем 50 мкг/дм^3;
- концентрацию сульфат-ионов и установить ПДК не выше, чем 50 мкг/дм^3.

В дальнейшем можно рассмотреть введение обобщённого «галогенного» показателя коррозивности среды [Cl + F] ≤ 50 мкг/кг для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР.

2.7 Водородный показатель pD

Основным конструкционным материалом аппаратов контура ЖР являются нержавеющие стали марки 12Х18Н10Т и марки 08Х18Н10Т, которые коррозионно-устойчивы в широком диапазоне pH. Однако необходимо учесть, что контур ЖР работает под азотной подушкой, и независимо от типа РУ использование азотной подушки качественно меняет характер радиационно-химических превращений в системе – при работе реактора может идти синтез азотной кислоты. А это приводит к снижению pD теплоносителя. Снижение pH воды ускоряет коррозию почти всех конструкционных материалов и может стать причиной снижения проектного ресурса безопасной работы реакторного оборудования. Поэтому необходимо отнести pD к нормируемым показателям и установить для него диапазон от 5.5 до 8.0 по аналогии с нормами, установленными для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК [5].

2.8 Концентрация продуктов радиолиза

Радиолиз тяжеловодного теплоносителя контура ЖР будет идти по известной для РУ с водой под давлением и при низких температурах (ниже 60 °C) реакции [9]:

$$2D_2O \leftrightarrow D_2O_2 + D_2 . \qquad (4)$$

Поэтому при работе реактора ПИК на мощности в первую очередь в теплоносителе контура ЖР ожидается образование перекиси дейтерия D_2O_2 и молекулярного дейтерия D_2. Это также подтверждается результатами экспериментальных исследований, выполненных сотрудниками ПИЯФ в 1985 году в петле реактора ВВР-М [10].

Оборудование для деаэрации (обескислороживания) воды первичного заполнения и подпитки проектом не предусмотрено, следовательно, теплоноситель исходно будет содержать около 6.5 нмл/кг растворенного кислорода. Подавление образования молекулярных продуктов радиолиза в теплоносителе контура ЖР при работе реактора ПИК на мощности не предусмотрено. В этой связи целесообразно отнести концентрации перекиси дейтерия, дейтерия и кислорода к диагностическим показателям без установления ПДК. В дальнейшем опыт эксплуатации реактора ПИК позволит установить нормы для этих показателей.

В соответствии с [8, 9] наличие кислорода и азота в воде независимо от типа реактора приводит к образованию нитратов в результате радиолиза, а это к усилению коррозии материалов контура. Установлено, что при облучении воды, содержащей азот, пропорционально поглощенной дозе с выходами примерно 0.1; 0.05 и 0.015 молекул на 100 эВ образуются аммиак, нитраты и нитриты. Однако при больших поглощенных дозах (как в контуре ЖР на реакторе ПИК) образовавшиеся аммиак и нитрит превращаются в нитрат [8]. Поэтому в литературе по технологии водного теплоносителя в реакторах рассматривают одну реакцию, которую для тяжёлой воды можно записать в виде:

$$2D_2O + 2N_2 + 5O_2 \rightarrow 4DNO_3. \qquad (5)$$

Таким образом, измерение pD и концентрации нитратов при эксплуатации реактора ПИК позволит косвенно контролировать радиолиз теплоносителя ЖР.

Оценим предельно допустимое содержание нитратов в тяжеловодном теплоносителе, исходя из установленного для теплоносителя ЖР диапазона pD. Будем полагать, что все нитрат-ионы появляются в теплоносителе в результате радиолиза, в виде DNO_3. Тогда по реакции диссоциации:

$$DNO_3 \leftrightarrow D^+ + NO_3^- \qquad (6)$$

их концентрация будет равна концентрации ионов D^+. Зная величину pD и молярный вес нитратов, найдем их концентрацию в мкг/дм^3.

Например, для значения pD = 5.5 концентрацию нитратов, появившихся в теплоносителе ЖР в результате радиолиза, можно оценить следующим образом:

$3.16 \cdot 10^{-6}$ (моль/ дм^3) = 62 (г/моль)$\cdot 3.16 \cdot 10^{-6}$ (моль/дм^3) = $195.92 \cdot 10^{-6}$ г/ дм^3 = 195 мкг/дм^3.

Результаты, полученные для различных значений pD, приведены ниже в табл. 1.

Таблица 1

Оценка концентрации нитратов в теплоносителе в зависимости от значения pD

pD, единицы pD (pH)	4.7	4.8	4.9	5.0	5.5	6.0
C (NO_3^-), мкг/дм^3	1240	980	780	620	195	62

При оценке ПДК надо учесть допустимую концентрацию нитратов в исходной воде заполнения контура ЖР, равную 20 мкг/дм^3. С учётом этого, предлагаем для тяжеловодного теплоносителя ЖР отнести концентрацию нитратов к контролируемым показателям и установить ПДК не выше, чем 200 мкг/дм^3.

2.9 Удельная электрическая проводимость (УЭП)

УЭП характеризует химическую чистоту теплоносителя и содержание в нем растворимых примесей. При её нормировании для тяжеловодного теплоносителя контура ЖР следует учитывать, что:

- электропроводность абсолютно чистой тяжёлой воды по расчёту составляет 0.014 мкСм/см [6];
- для pD теплоносителя контура ЖР установлен диапазон (5.5–8.0);
- в отличие от лёгкой воды, pD отражается на величине УЭП меньше, поэтому в диапазоне от 6.0 до 9.0 вклад pD можно не учитывать [6];
- подвижность катионов и анионов [7] в тяжёлой воде ниже, чем в лёгкой в 1.21–1.26 раза, поэтому при равном содержании растворимых примесей УЭП тяжёлой воды будет в 1.2 раза ниже, чем УЭП лёгкой воды: например, УЭП = 2 мкСм/см для тяжёлой воды соответствует УЭП = 2.4 мкСм/см для лёгкой воды.

С учётом вышесказанного, предлагаем отнести УЭП тяжёлой воды к нормируемым показателям и установить для него ПДК не более, чем 2 мкСм/см.

Все растворимые ионные примеси вносят свой вклад (влияют) на значение УЭП, поэтому можно проверить соответствие нормы, установленной для УЭП, и ПДК, установленного для анионов и катионов. Для этого, исходя из подвижности каждого иона в тяжёлой воде, рассчитаем его вклад в УЭП по формуле:

$$\text{УЭП } (\textit{мкСм/см}) = \sum_i a_i \cdot \lambda_i \ , \qquad (7)$$

где a_i – активность (концентрация) иона, моль/дм^3; λ_i – подвижность или предельная молярная проводимость иона при температуре 25 °С, (мкСм·см^2/моль), значение подвижности ионов взято из работ [7, 11].

Результаты расчёта УЭП приведены ниже, в табл. 2. Для расчёта установленного диапазона pD выбрано значение, равное 5.5, которое внесет в УЭП наибольший вклад, равный 1.14 мкСм/см.

Таблица 2

Расчётный вклад ионных примесей в величину УЭП теплоносителя контура ЖР

Наименование ионной примеси	ПДК	Расчётный вклад в значение УЭП, мкСм/см
pD	5.5	1.14
АНИОНЫ		
Концентрация хлоридов, мкг/дм^3	50	0.097
Концентрация сульфатов, мкг/дм^3	50	0.038
Концентрация фторидов, мкг/дм^3	50	0.131
Концентрация нитратов, мкг/дм^3	200	0.208
КАТИОНЫ		
Соли жесткости, мкг-экв/дм^3	3	0.080
Концентрация железа, мкг/дм^3	50	0.054
Концентрация меди, мкг/дм^3	10	0.008
ИТОГО:		1.76

Таким образом, норма, установленная для УЭП тяжёлой воды, не противоречит ПДК, установленным для ионных примесей (с учётом возможного содержания других растворимых примесей). Однако есть определенные опасения, связанные с возможностями установок ХВО ЖР и ХВО ТВО. Предлагаемую для УЭП норму 2.0 мкСм/см необходимо будет уточнить после ввода в эксплуатацию системы ЖР.

2.10 Концентрация дейтерия

Контроль изотопного состава тяжеловодного теплоносителя контура ЖР позволит идентифицировать малые течи из корпуса реактора ПИК в контур ЖР, и таким образом, на ранних стадиях обнаруживать разгерметизацию корпуса реактора ПИК и предотвращать аварийные ситуации [4]. Для обеспечения необходимой чувствительности такой системы контроля содержание дейтерия в теплоносителе контура ЖР должно быть не менее 96 ат. %.

2.11 Радиоактивность теплоносителя и примесей

Согласно требованиям радиационной безопасности [12] при эксплуатации реакторной установки необходимо нормировать и контролировать радиоактивность технологических сред. В тяжёлом теплоносителе под действием нейтронного излучения происходит накопление трития и активация примесей воды. Максимально допустимая на реакторе ПИК объёмная активность трития проектом установлена на уровне 2 Ки/дм^3 ($7.4\cdot10^{10}$ Бк/дм^3).

Под действием реакторного излучения также происходит активация конструкционных материалов. В результате коррозии нержавеющей стали продукты активации поступают в теплоноситель контура ЖР и формируют его радиоактивность.

Предлагаем отнести удельную активность теплоносителя контура ЖР по долгоживущим продуктам коррозии к нормируемым показателям. В контуре ЖР отсутствуют продукты деления ^{235}U, поэтому предлагаем установить для теплоносителя контура ЖР ПДК не более, чем $3.7\cdot10^6$ Бк/дм^3, то есть на порядок ниже норм, установленных для легководного теплоносителя первого контура реактора ПИК (из опыта эксплуатации водо-водяных энергетических реакторов).

3. Перечень контролируемых параметров для теплоносителя контура ЖР

Резюмируя все вышесказанное, в табл. 3 приведен перечень контролируемых (9 – основных, 8 – диагностических) показателей качества тяжеловодного теплоносителя контура ЖР и рекомендуемые для них значения ПДК. Предлагаемые нормы необходимо уточнить после начала эксплуатации реактора ПИК на мощности.

Таблица 3

Показатели качества теплоносителя контура ЖР, контролируемые в период эксплуатации реактора ПИК

№ п/п	Наименование контролируемого показателя	Единицы измерения	ПДК
Нормируемые параметры			
1	Концентрация дейтерия	%	≥ 96
2	Объёмная активность трития	Бк/дм^3	$\leq 7.4\cdot10^{10}$
3	Удельная активность по долгоживущим ПК	Бк/дм^3	$\leq 3.7\cdot10^6$
4	Удельная электрическая проводимость, при 25 °С	мкСм/см	≤ 2.0
5	Значение pD, при 25 °С	ед. pH	5.5 ÷ 8.0
6	Прозрачность,	% от ХОВ	≥ 95
7	Концентрация хлорид-иона	мкг/дм^3	≤ 50

Продолжение таблицы 3

№ п/п	Наименование контролируемого показателя	Единицы измерения	ПДК
8	Концентрация железа	мкг/дм^3	≤ 50
9	Концентрация меди	мкг/дм^3	≤ 10
Диагностические параметры			
10	Концентрация фторид-иона	мкг/дм^3	≤ 50
11	Концентрация сульфат-иона	мкг/дм^3	≤ 50
12	Концентрация нитрат-иона	мкг/дм^3	≤ 200
13	Концентрация общего органического углерода/ Перманганатная окисляемость	мг/дм^{3}мг O_2/дм^3	≤ 0.5 ≤ 10
14	Содержание солей жесткости	мкг-экв/дм^3	≤ 3
15	Концентрация растворенного кислорода	нсм^3/ дм^3	–
16	Концентрация растворенного дейтерия	нсм^3/ дм^3	–
17	Перекись дейтерия	мг/дм^3	–

Растворимые примеси в теплоноситель контура ЖР в основном будут попадать из тяжёлой воды заполнения и подпитки. Поэтому внимание следует уделить нормированию показателей качества воды первичного заполнения и подпитки. Для тяжёлой воды заполнения и подпитки контура ЖР, за основу взяты нормы, предложенные главным конструктором реактора для бака ТВО [5], дополненные показателем прозрачности.

Таблица 4

Нормы качества тяжёлой воды первичного заполнения и подпитки контура ЖР

Наименование показателя	Значение показателя
Показатель pD при 25 °C	5.5–6.5
УЭП$_{25}$, мкСм/см, не более	1.5
Прозрачность, %, не менее	95
Жесткость, мкг-экв/дм^3, не более	1.0
Концентрация иона Cl^-, мкг/дм^3, не более	20.0
Концентрация иона SO_4^{2-}, мкг/дм^3, не более	20.0
Концентрация иона NO_3^-, мкг/дм^3, не более	20.0
Концентрация Fe, мкг/дм^3, не более	20.0
Концентрация общего органического углерода, мг/дм^3, не более	0.1

Периодичность отборов проб тяжёлой воды контура ЖР установлена такая же, как для легководного теплоносителя первого контура или тяжеловодного теплоносителя бака ТВО: контролировать один раз в неделю, а при пусках реактора ПИК или при отклонении параметров от нормы – один раз в сутки.

Заключение

В статье предложен подход к обоснованию объёма химического контроля тяжеловодного теплоносителя контура жидкостного регулировании реактора ПИК с учётом конструктивных особенностей системы, использованных конструкционных материалов, технологических условий эксплуатации контура и возможностей установки очистки теплоносителя (ХВО ЖР).

При нормировании показателей качества тяжеловодного теплоносителя контура ЖР учтены различия физико-химических свойств D_2O_2 и H_2O_2.

Предложенные нормы проверены на соответствие друг другу:

– прозрачность на соответствие концентрации нерастворимых примесей в теплоносителе;

– УЭП на соответствие концентрации ионных примесей и pD.

Литература

1. Отчёт по обоснованию безопасности исследовательского реактора ПИК (ООБ ИР ПИК), 00РКТС-033.000. – Гатчина, 2000.
2. Реактор. Техническое обоснование безопасности, ПИК 00.000 ДІ. – Гатчина, 1990.
3. Отчет по обоснованию безопасности комплекса с исследовательским ядерным реактором ПИК (ООБ ИР ПИК), 18РК-015.00 ООБ. – Гатчина, 2018.
4. *Воронина Т.В.* Контроль герметичности корпуса реактора ПИК на основе мониторинга содержания дейтерия в тяжёлой воде контура жидкостного регулирования / Т.В. Воронина, К.А. Коноплев // Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ. – 2017. – № 4 (10). – С.40–47.
5. Регламент химического контроля водных теплоносителей и технологических сливов реактора ПИК. инв. № 19РК-047.00 Р. – Гатчина, 2019.
6. *Воронина Т.В.* Особенности нормирования и химического контроля теплоносителей тяжеловодных контуров реактора ПИК // Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ. – 2020. – № 3 (21). – С. 53–62.
7. *Киршенбаум И.* Тяжёлая вода. – М.: Издательство иностранной литературы, 1953. – 437 с.
8. *Герасимов В.В.* Водный режим атомных электростанций / В.В. Герасимов, А.И. Касперович, О.И. Мартынова. – М.: АТОМИЗДАТ, 1976. – 397 с.
9. *Бяков В.М.* Радиолиз воды в ядерных реакторах / В.М. Бяков, Ф.Г. Ничипоренко. – М.: ЭНЕРГОАТОМИЗДАТ, 1990. – 177 с.
10. Радиолиз водных растворов нитрата гадолиния / В.Д. Ганжа, К.А. Коноплев, В.П. Мащетов, С.П. Орлов, В.Д. Тренин // Атомная энергия. – 1985. – Т.59, № 3. – С. 204 –209.
11. Краткий справочник физико-химических величин. – СПб: Иван Федоров, 2003. – 240 с.
12. Нормы радиационной безопасности. НРБ – 99 / 2009. – М.: Атомиздат, 1969. – 100 с.

УДК 621.039.586 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_62

Окисление расплава системы «сверхстехиометрический кориум-нержавеющая сталь»

В.Б. Хабенский[1], В.С. Грановский[1], В.И. Альмяшев[1, 2, 3], Е.В. Крушинов[1], А.А. Сулацкий[1], С.А. Витоль[1], Е.К. Каляго[1], В.В. Гусаров[4]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской обл., Россия
[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный электротехнический университет им. В.И. Ульянова (Ленина) «ЛЭТИ»», Санкт-Петербург, Россия
[3] ФГБУН «Институт химии силикатов им. И.В. Гребенщикова РАН», Санкт-Петербург, Россия
[4] Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

Применительно к стратегии удержания расплава кориума в корпусе реактора при тяжёлой аварии АЭС с водо-водяными реакторами выполнено экспериментальное исследование кинетики окисления расплава (UO_{2+x}– ZrO_2) + нержавеющая сталь аргоно-кислородной смесью при исходно сверхстехиометрическом состоянии оксидной части расплава. Опыты выполнены в условиях отсутствия и частичного наличия корки на поверхности металлической жидкости при её верхнем положении в ванне расплава. Обсуждаются особенности процесса и влияние параметров системы на скорость окисления.

Ключевые слова: тяжёлая авария, АЭС, расплав кориума, окисление, индукционная плавка в холодном тигле.

Oxidation of molten “hyperstoichiometric corium-stainless steel” system

V.B. Khabensky[1], V.S. Granovsky[1], V.I. Almjashev[1, 2, 3], E.V. Krushinov[1], A.A. Sulatsky[1], S.A. Vitol[1], E.K.Kalyago[1], V.V. Gusarov[4]

[1] FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia
[2] Saint Petersburg Electrotechnical University “LETI”, Saint Petersburg, Russia
[3] I.V. Grebenshchikov Institute of Silicate Chemistry of RAS, Saint Petersburg, Russia
[4] Ioffe Institute, Saint Petersburg, Russia

Abstract

An experimental study of molten corium oxidation kinetics was carried out. The study was performed in support of the In-Vessel Retention (IVR) strategy for PWR, BWR, VVER in NPP severe accident conditions. The (UO_{2+x}– ZrO_2) + stainless steel melt was oxidized by Ar/O_2 composition under hyperstoichiometric conditions of the oxidic part of the melt. The experiments were conducted without and with partial crust formed on the surface of the metal liquid located at the top of the molten pool. The process characteristics and influence of the system parameters on the oxidation rate are discussed in the paper.

Key words: severe accidents, NPP, corium melt, oxidation, induction melting in the cold crucible.

Введение

В процессе развития тяжёлой аварии водо-водяного реактора ванна расплава на днище корпуса реактора может находиться в условиях окислительной атмосферы над расплавом, и соответствующие окислительно-восстановительные процессы должны учитываться при анализе удержания расплава в корпусе реактора (IVR).

Ранее в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» была исследована кинетика окисления одножидкостного расплава субокисленного кориума и двухжидкостного оксидно-металлического расплава субокисленного кориума и стали [1–4]. В качестве окислителя использовались пар, воздух и аргоно-кислородная смесь. Опыты были проведены при различной степени окисленности оксидного расплава, различной структуре ванны (при верхнем и донном положении металлического расплава), при наличии и отсутствии поверхностной оксидной корки. Полученные результаты позволили выявить закономерности при окислении подобных систем и, несмотря на ограничения, связанные с относительно небольшим количеством проведенных экспериментов и малым масштабом экспериментальной установки, предложить приближенные методики оценки скорости окисления в реакторных условиях.

Для всех исследованных условий окисления одножидкостной и двухжидкостной ванны расплава определяющим является режим так называемого голодания по окислителю, когда скорость поглощения расплавом газообразного окислителя (скорость окисления) определяется конвективно-диффузионными процессами подвода окислителя к поверхности расплава. При наличии поверхностной корки преобладающее влияние на подвод окислителя оказывает диффузия ионов окислителя в корке, и по сравнению с отсутствием корки скорость окисления уменьшается приблизительно в 3 раза [4]. Методика расчёта скорости окисления при наличии поверхностной корки предложена в [5].

Рассмотренные условия окисления не исчерпывают всех условий, которые в принципе могут реализоваться в процессе внутрикорпусного удержания расплава. Так, до настоящего времени отсутствовали, в частности, данные по окислению двухжидкостной оксидно-металлической ванны расплава кориума состава ($UO_{2.24}$ – ZrO_2) (C-100+) + нержавеющая сталь, т.е. с предельной степенью окисленности кориума. Очевидно, что для указанного состава конечным объектом окисления является сталь. Исследования процесса окисления расплава стали (без кориума) воздухом и водой проводились в лабораторных и в промышленных условиях, например, в [6, 7]. Было установлено, что по мере окисления стали скорость окисления уменьшается, и это качественно отличается от окисления двухжидкостных расплавов субокисленного кориума и стали, которое в соответствии с результатами [1–4] происходит с неизменной во времени скоростью.

Указанная противоречивость результатов подтверждает необходимость исследования качественных и количественных характеристик окисления расплава полностью окисленного кориума и стали.

1. Экспериментальные исследования

Опыты проводились в НИТИ на установке «Расплав-3» экспериментального комплекса «Расплав» с использованием технологии индукционной плавки в холодном тигле. Схемы индукционной печи и газоаэрозольной системы приведены на рисунках 1 и 2, соответственно.

В рамках настоящей работы было выполнено 4 опыта: CD3-01, CD3-02, CD3-03 и CD3-03(2). Опыт CD3-01 проводился в атмосфере Ar высокой чистоты. В нем определялись окислительные ресурсы расплава оксидного кориума C-100+ при вводе в него нержавеющей стали. В остальных опытах в качестве окислителя использовался кислород аргоно-кислородной смеси,

и исследовалась кинетика окисления компонентов стали в ванне расплава сверхстехиометрического (в исходном состоянии) кориума при варьировании доли O_2 в Ar/O_2 смеси и массового отношения (нержавеющая сталь)/(С-100+).

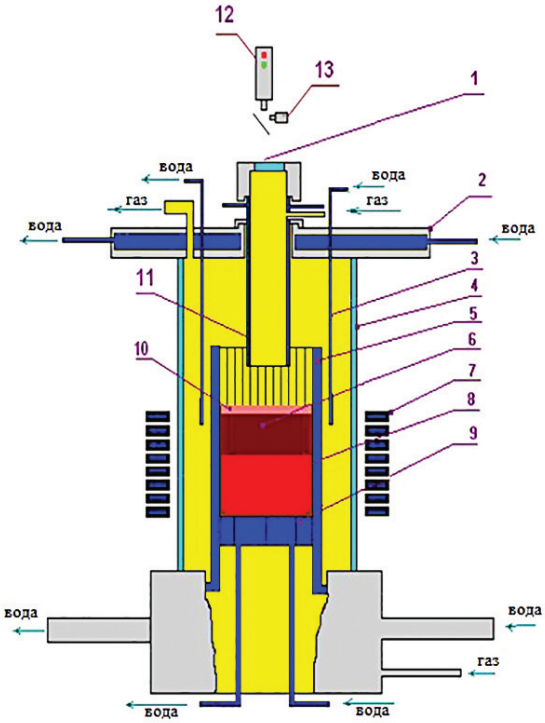


Рис. 1. Схема установки «Расплав-3»:

1 – кварцевое окно в шахте пирометра; 2 – водоохлаждаемая крышка печи; 3 – водоохлаждаемый экран; 4 – кварцевая обечайка; 5 – трубки секций тигля; 6 – металлическая составляющая расплава; 7 – индуктор; 8 – оксидная составляющая расплава; 9 – донный водоохлаждаемый калориметр; 10 – поверхностная корка; 11 – шахта пирометра; 12 – пирометр; 13 – видеокамера.

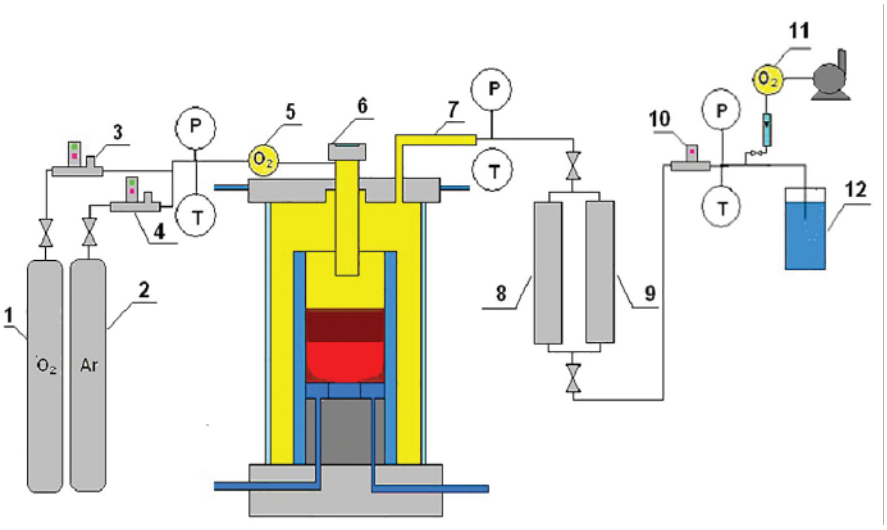


Рис. 2. Газоаэрозольная система установки «Расплав-3»:

1 – баллон O_2; 2 – баллон Ar; 3, 4 – регуляторы расхода «Bronkhorst»; 5, 11 – датчики кислорода; 6 – шахта пирометра; 7 – газо-аэрозольная линия; 8, 9 – фильтры Петрянова; 10 – датчики расхода; 12 – гидрозатвор; P – датчики абсолютного давления; T – термопары K-типа.

Объёмный расход смеси Ar/O_2 (G) составлял 600 л/ч. Во всех опытах исследовалось распределение компонентов в слитке, образованном закалочной кристаллизацией расплава.

При проведении опытов была реализована следующая спецификация: индекс окисленности расплава оксидов – С-100+ ($UO_{2.24}$– ZrO_2); атомное отношение U/Zr = 1.2; наплавление ванны расплава производилось в атмосфере сухого Ar высокой чистоты; при окислении объёмная доля O_2 в Ar/O_2 смеси в опыте CD3-02 последовательно принимала значения – 10, 20, 30 и 45 об. %, в опытах CD3-03 и CD3-03(2) она составляла 10 об. %; массовая доля стали относительно оксидного расплава составляла 0.3 для опыта CD3-03(2) и 0.4 для остальных опытов. Состав шихты для всех опытов приведен в табл. 1.

Таблица 1

Состав шихты, загружаемой в тигель

Опыт	CD3-01		CD3-02		CD3-03		CD3-03(2)	
Размерность / Компоненты	масс. %	г	масс. %	г	масс. %	г	масс. %	г
$UO_{2.24}$	73	931.3	73	931.3	72	935.5	73	1230.7
ZrO_2	27	349.2	27	349.2	28	356.5	27	461.6
Шихта без стали (оксидный кориум)	71.3	1280.5	71.2	1280.5	71.3	1292.0	76.9	1692.3
Сталь марки 12Х18Н10Т	28.7	516.3	28.8	517.2	28.7	519.9	23.1	507.7
Сумма	100	1796.8	100	1797.6	100	1811.9	100	2200.0

Опыты проводились по следующей процедуре. После загрузки печи шихтой она продувалась Ar для удаления сорбированного в порошках воздуха. Включался высокочастотный нагрев (ВЧ-нагрев), и в атмосфере Ar шихта плавилась, и формировалась ванна сверхстехиометрического оксидного расплава кориума С-100+. Затем в ванну порционно вводилась нержавеющая сталь. Отметим, что при вводе каждой порции стали её плавление сопровождалось бурлением и выплесками расплава. Во всех опытах кроме CD3-01 после стабилизации температурного состояния расплава в печь над расплавом подавалась Ar/O_2 смесь.

1.1 Опыт CD3-01

Изменение во времени температуры поверхности расплава (T_{col}) и параметров генератора приведены на рис. 3.

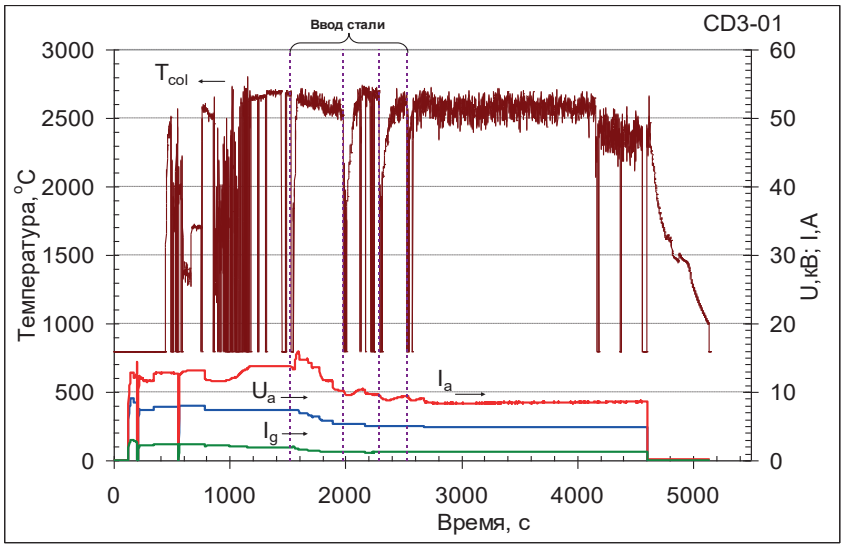


Рис. 3. Изменение во времени напряжения (U_a), анодного тока (I_a), тока сетки (I_g) и показаний пирометра (T_{col}) в опыте CD3-01

Процесс окисления при вводе каждой порции стали за счёт окислительных ресурсов расплава с учётом плавления, как видно из рис. 3, длился ~100–200 с. После ввода первой порции стали на 1537 с до ввода последней порции на 2510 с снижали мощность, вводимую в расплав, сначала интенсивно, а в последующем более плавно, для предотвращения роста температуры расплава, происходившего из-за изменения его электрического сопротивления и/или энерговыделения в нем за счёт тепла экзотермических реакций. При плавлении каждой порции нержавеющей стали на поверхности ванны наблюдали металлическую жидкость с температурой 2 500–2 600 °С. После расплавления последней порции стали и выдержки системы в таком состоянии ~1800 с ВЧ-нагрев был отключен. Кристаллизацию расплава и студку слитка проводили в атмосфере Ar. При снижении температуры до ~ 1500 °С наблюдали интенсивное газовыделение. После охлаждения оксидно-металлический слиток извлекли из тигля и раскололи. Схема расположения фрагментов в слитке приведена на рис. 4.

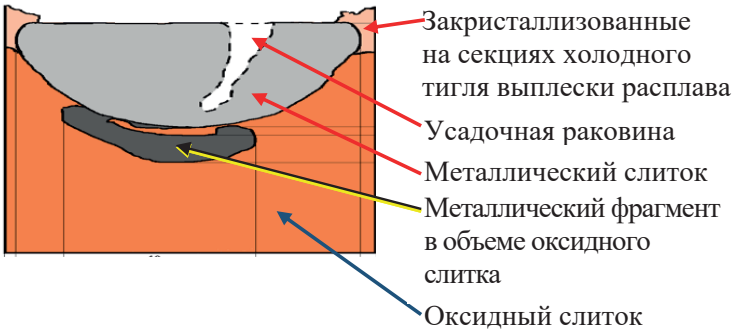


Рис. 4. Схема расположения металлических фрагментов в оксидно-металлическом слитке, полученном в эксперименте CD3-01

В верхней части слитка располагался металлический слиток массой 341.5 г. Снизу к нему примыкает металлический фрагмент массой 41.4 г.

Из оксидной и металлических частей слитка и остальных продуктов плавки (пробы расплава, просыпи, аэрозоли, закристаллизованные выплески расплава на секциях тигля) были подготовлены образцы и средние пробы для проведения последующих анализов.

По результатам РСФА и поэлементного материального баланса опыта CD3-01 получено, что масса металла в слитке составляет 417.3 г и складывается из следующих составляющих: собственно металлической части слитка (341.5 г), металлического фрагмента (41.4 г) и металла, обнаруженного при измельчении закристаллизованных выплесков расплава на секциях тигля (34.4 г). В металле содержится небольшое количество урана и циркония, не превышающее 1 г. Часть введенной в расплав стали (таблица 1) (59.5 г) была обнаружена в виде аэрозолей и закристаллизованных выплесков на секциях тигля. Остальная введенная в ванну расплава сталь была окислена за счёт окислительных ресурсов оксидного расплава и находилась в оксидной части слитка (39.5 г, т.е. ~ 7.7 масс. % от общей массы введенной стали). Избыток кислорода по сравнению со стехиометрическим оксидом урана ($UO_{2.24} \rightarrow UO_2$) в шихтовом материале составляет 0.42 моль или 13.1 г O_2. Массы компонентов стали, перешедших в оксидную форму за счёт окислительных ресурсов расплава: 13.7 г Fe, 19.7 г Cr, 1.8 г Ni (в сумме 35.2 г), определены по их соотношению, полученному пост-тест анализом. Эта оценка достаточно хорошо коррелирует с оценкой массы окисленной части стали, полученной исходя из массового баланса.

Оксидный слиток по результатам РСФА имел следующий состав, масс. %: 60.5 – U, 20.7 – Zr, 2.6 – Fe(Cr, Ni), 16.2 – O (определён по остатку).

1.2 Опыт CD3-02

Изменение во времени температуры поверхности расплава и параметров генератора за время опыта CD3-02 показано на рис. 5, а изменение содержания кислорода на входе и выходе из печи, зафиксированное электрохимическими датчиками кислорода, с учётом транспортного запаздывания, которое было предварительно определено на режимах холостого хода и составило 26 с, – на рис. 6. После завершения формирования ванны оксидно-металлического расплава и достижения температуры поверхности металлического расплава ≈ 2 550° С начали процесс окисления ванны подачей в печь Ar/O_2 смеси с концентрацией кислорода ≈ 10 об. %.

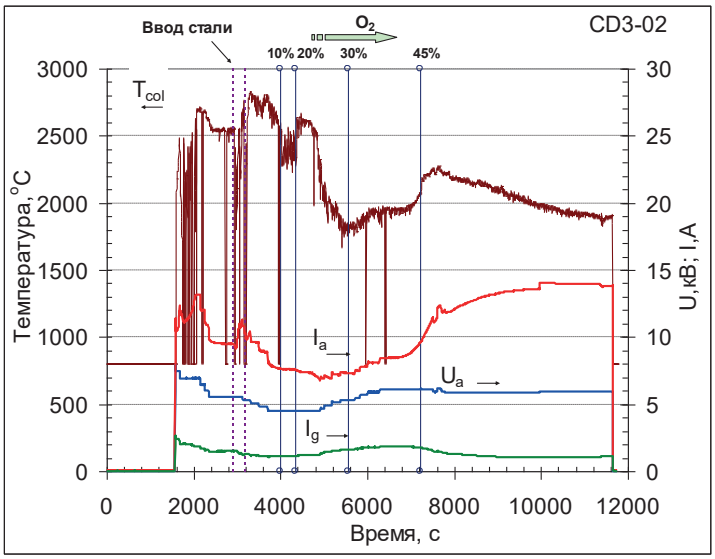


Рис. 5. Изменение во времени напряжения (U_a), анодного тока (I_a), тока сетки (I_g) и показаний пирометра (T_{col}) в опыте CD3-02

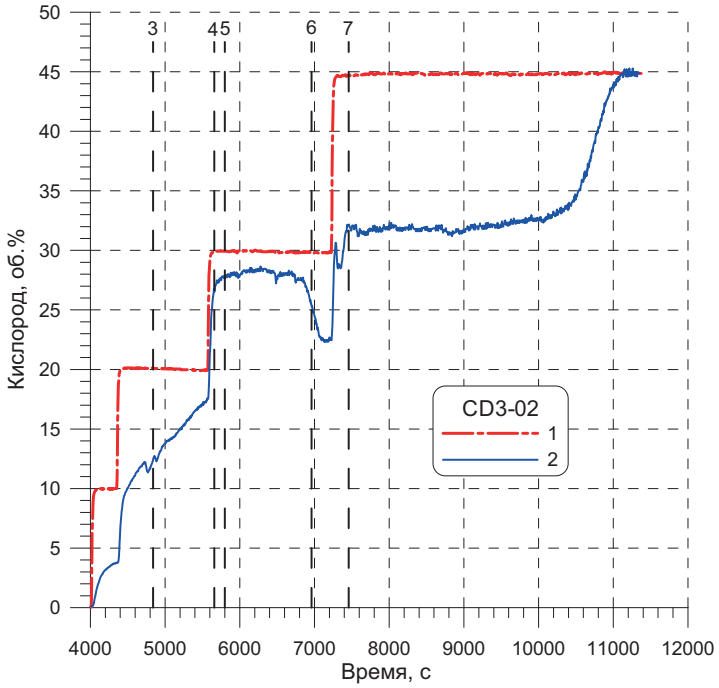


Рис. 6. Изменение во времени содержания кислорода во входной Ar/O_2 смеси и в печных газах в опыте CD3-02: 1, 2 – содержание кислорода: 1 – в подаваемой в печь аргонокислородной смеси, 2 – в печных газах; 3-7 – характерные моменты времени процесса окисления: 3 – образование корки на периферии поверхности расплава, 4 – появление корки на периферии области визирования, 5 – вынос оксидных фрагментов на поверхность расплава в области визирования, 6 – плавление корки на периферии области визирования, 7 – исчезновение корки с поверхности расплава.

После достижения близкой к стабилизации скорости поглощения кислорода расплавом увеличили концентрацию кислорода до 20 об. % (рис. 6). При этом наблюдали бурление расплава и увеличение количества аэрозолей, а затем появление оксидной корки на периферии поверхности ванны у стенок тигля, которая постепенно распространялась к центру поверхности. При этом скорость поглощения O_2 расплавом практически линейно уменьшалась во времени с одновременным уменьшением температуры поверхности расплава до величины ≈1800 °C (рис. 5, 6).

На 5560 с увеличили концентрацию O_2 в Ar/O_2 смеси до 30 об. %. При этом в начальный период происходил интенсивный выход аэрозолей и вынос оксидных фрагментов на поверхность ванны. Корка постепенно распространялась к центру поверхности, но полностью её не закрыла. Скорость поглощения кислорода расплавом установилась на постоянно низком уровне (рис. 6). Температура на поверхности расплава достигла 1 900 °C (рис. 5) при небольшом увеличении анодного тока I_a.

На 6960 с резкое увеличение мощности, вводимой в расплав, обеспечило плавление корки и резкое увеличение скорости поглощения кислорода расплавом. На поверхности в средней части находился расплав металла, покрытый тонкой оксидной пленкой с температурой поверхности 2 190 °C, окруженный на периферии расплавом оксидов. Далее вновь увеличили содержание кислорода в Ar/O_2 смеси до 45 об. % и продолжили увеличение мощности, вводимой в расплав. Наблюдалось существенное увеличение скорости поглощения кислорода расплавом, поверхностная корка расплавилась, а поверхность металла была полностью покрыта жидкой оксидной пленкой. Скорость поглощения кислорода расплавом установилась и сохранялась практически постоянной до 10500 с, а в дальнейшем плавно уменьшалась до полного окисления стали (рис. 6). После этого опыт был прекращен, кристаллизацию и охлаждение слитка проводили в атмосфере Ar.

При разборке печи из тигля извлекли слиток и раскололи его на мелкие фрагменты. Вблизи донного калориметра было обнаружено небольшое металлическое включение округлой формы (капля). Остальная часть слитка оказалась оксидной. Из продуктов плавки были приготовлены средние пробы для проведения пост-тестового анализа.

На основе результатов РСФА и поэлементного материального баланса опыта CD3-02 получено, что масса металлической капли составила 11.3 г. Можно предположить, что она попала на нижний калориметр за счёт интенсивной конвекции и закристаллизовалась на нём в процессе плавки. Основная масса продуктов плавки, сосредоточенная в оксидном слитке, составила 1759.4 г. Поэлементный массовый состав оксидного слитка по данным РСФА составил, г: 708.5 U, 240.4 Zr, 422.2 Fe(Cr, Ni…), 382.1 O (по остатку). Проведенный рентгенофазовый анализ позволил установить в оксидном слитке присутствие, по крайней мере, двух фаз. Основной фазой является фаза переменного состава на основе $(U, Zr)O_2$. С ней сосуществует фаза со структурой магнетита (Fe_3O_4). Вероятно также существование фазы на основе твёрдого раствора $Zr(U)O_2$. Этот результат свидетельствует о полном отсутствии металлических компонентов в неокисленной форме в расплаве на момент его кристаллизации, так как в противном случае в слитке наблюдалась бы фаза со структурой вюстита (FeO).

Полученные результаты пост-тест анализа подтверждают данные показаний электрохимических датчиков кислорода о практически полном окислении металлического расплава в опыте CD3-02 (рис. 6).

Кинетика окисления

Для определения скорости окисления расплава в опыте CD3-02 были использованы экспериментальные результаты по изменению в процессе окисления разности содержания кисло-

рода в аргоно-кислородной смеси на входе в печь и содержания кислорода в печных газах на выходе из печи с учётом транспортного запаздывания (рис. 6), а также измерения давления в печи и температуры газовой смеси в районе расположения датчиков кислорода.

Скорость взаимодействия кислорода с расплавом вычисляется по следующей зависимости:

$$j_{O2} = G_{ar/o_2} \cdot \left(\frac{p}{RT}\right) \cdot \left(\frac{O_{2in} - O_{2out}}{100\ vol.\% - O_{2out}}\right), \qquad (1)$$

где:

j_{O2} – молярная скорость поглощения кислорода с расплавом, моль/с;

$G_{ar/O2} = (G_{ar} + G_{O2}) = 600$ л/ч $\approx 1.67 \cdot 10^{-4}$ м^3/с – расход аргоно-кислородной смеси на входе в печь;

p – давление в печи, Па;

$R = 8.314$ Дж/(К·моль) – универсальная газовая постоянная;

T – температура газовой смеси в районе расположения датчика кислорода (≈ 292 К);

O_{2in}, O_{2out} – содержание кислорода в газовой смеси на входе в печь и в печных газах, соответственно, об. %.

Количество провзаимодействовавшего с расплавом кислорода от начала окисления определяется зависимостью:

$$N_{O2} = \int_{t_{start}}^{t} j_{O2}(t')dt', \qquad (2)$$

где:

N_{O2} – количество провзаимодействовавшего с расплавом кислорода, моль;

$j_{O2}(t')$ – мольная скорость окисления в момент времени t', моль/с;

t_{start} – время начала окисления расплава, с; t' – текущее время процесса окисления, с.

Результаты расчёта по формулам (1) и (2) скорости окисления расплава и количества провзаимодействовавшего с расплавом кислорода приведены на рис. 7.

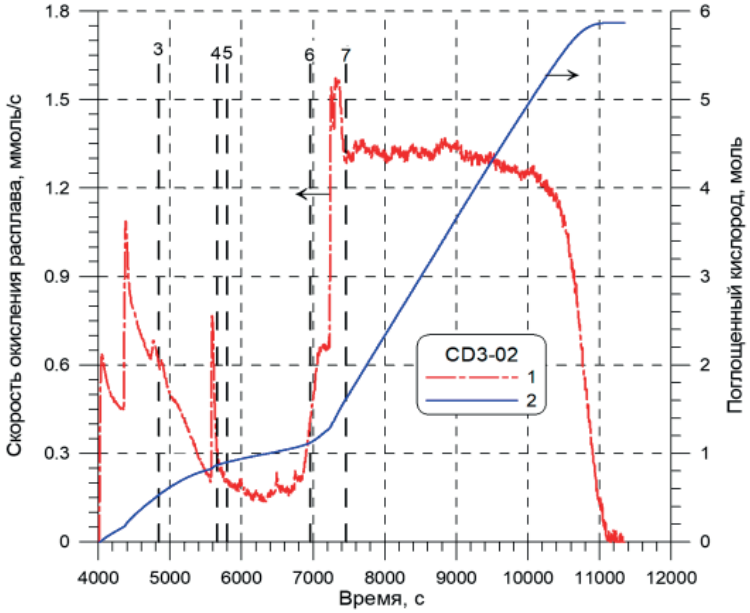


Рис. 7. Скорость окисления расплава в опыте CD3-02:
1 – скорость окисления расплава; 2 – количество кислорода, поглощенного с расплавом;
3–7 – см. пояснения на рис. 6.

Данные о скорости окисления расплава (рис. 6, 7) позволяют сделать заключение о том, что к завершению первого этапа, при O_{2in}= 10 об. %, скорость окисления расплава приближается к установившемуся постоянному значению, по расходу окислителя составляющему приблизительно 0.45 ммоль/с. Учитывая, что площадь поверхности металлического расплава в ванне (площадь тигля) – $3.85 \cdot 10^{-3}$ м^2, удельная мольная скорость взаимодействия кислорода с расплавом составляет приблизительно 117 ммоль/(м^{2}с). На этом этапе снизилась температура поверхности расплава в результате уменьшения мощности, вводимой в расплав (рис. 5). Однако, по-видимому, температура оставалась выше температуры монотектики, и поэтому на поверхности расплава отсутствовала оксидная корка.

На втором этапе, при увеличении O_{2in} до 20 об. %, температура поверхности расплава сначала увеличилась до 2 520 °С, а затем, за счёт уменьшения мощности, вводимой в расплав, начала резко снижаться (рис. 5). Скорость поглощения кислорода расплавом линейно уменьшалась во времени из-за образования на периферии оксидной корки, которая постепенно распространялась к центру поверхности расплава. Поэтому на этом этапе не удалось достичь установившейся скорости поглощения кислорода.

На третьем этапе, при O_{2in} = 30 об. %, образовавшаяся в конце второго этапа оксидная корка продолжила распространение по поверхности к центру. Начальная температура поверхности ванны достигла минимального значения ≈ 1800 °С, но вследствие небольшого увеличения мощности, вводимой в расплав, увеличилась до 1 950 °С (рис. 5). Корка сохранялась практически в течение всего третьего этапа окисления, не покрывая, однако, всю поверхность расплава. Установившаяся скорость поглощения кислорода расплавом в начале составила ≈ 0.2 ммоль/с, и в конце режима – ≈ 0.3 ммоль/с, а средняя удельная мольная скорость окисления изменялась, соответственно, от ≈ 45.7 до 67.7 ммоль/(м^{2}с).

На четвёртом этапе после увеличения O_{2in} до 45 об. % наблюдали резкое увеличение и стабилизацию скорости поглощения кислорода расплавом, которая составила 1.3 ммоль/с. При этом средняя удельная мольная скорость окисления составила ≈ 338 ммоль/(м^{2}с). Высокая скорость окисления на этом этапе определяется как большой концентрацией кислорода в Ar/O_2 смеси, так и отсутствием поверхностной корки, несмотря на снижение температуры поверхности расплава до ≈ 1 900 °С в конце четвёртого этапа (рис. 7). В соответствии с результатами газового анализа за весь период окисления было поглощено 5.9 моль O_2, и была окислена практически вся металлическая часть расплава.

1.3 Опыт CD3-03

Изменение во времени температуры поверхности расплава и параметров генератора в опыте CD3-03 приведены на рис. 8, а изменение во времени показателей датчиков кислорода на входе и выходе из печи – на рис. 9.

В процессе окисления наблюдали бурление расплава с постоянным выносом жидко-твёрдых оксидных фрагментов на поверхность металлического расплава и увеличение выхода аэрозолей. В начале окисления было зафиксировано образование корки на периферии области визирования поверхности расплава. С 4000 с установился режим окисления, в котором вся поверхность металлического расплава была покрыта жидкой оксидной пленкой.

До 7760 с поглощение кислорода расплавом (содержание кислорода в печных газах), с некоторыми колебаниями около среднего значения, оставалось практически постоянным при значении температуры поверхности металлического расплава ≈ 2 600 °С. С 7760 по 8140 с температура поверхности ванны расплава снизилась с 2 600 до 2 100 °С из-за самопроизвольного снижения мощности вследствие изменения электропроводности расплава. В это время отмеча-

лось появление пленки/корки на всей поверхности расплава, и поглощение кислорода расплавом резко уменьшилось (рис. 8, 9).

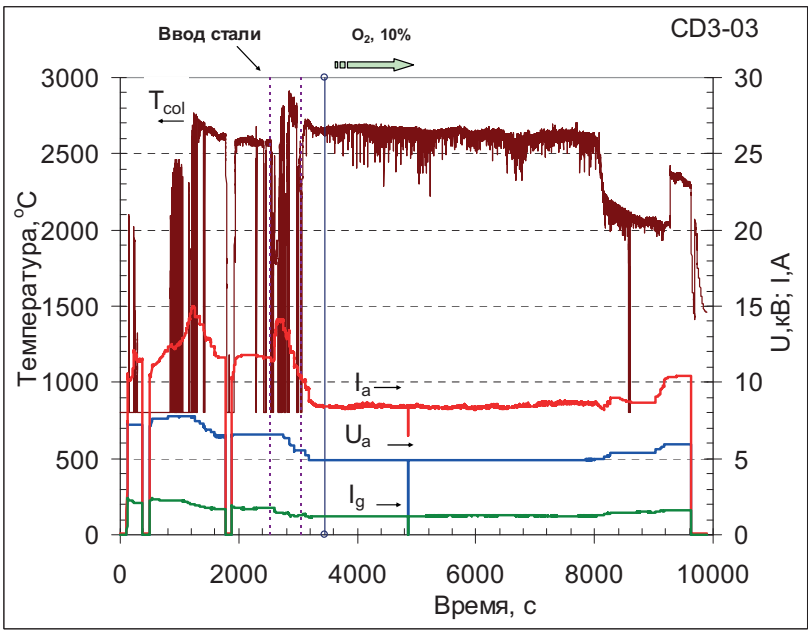


Рис. 8. Изменение во времени напряжения (U_a), анодного тока (I_a), тока сетки (I_g) и показаний пирометра (T_{col}) в опыте CD3-03

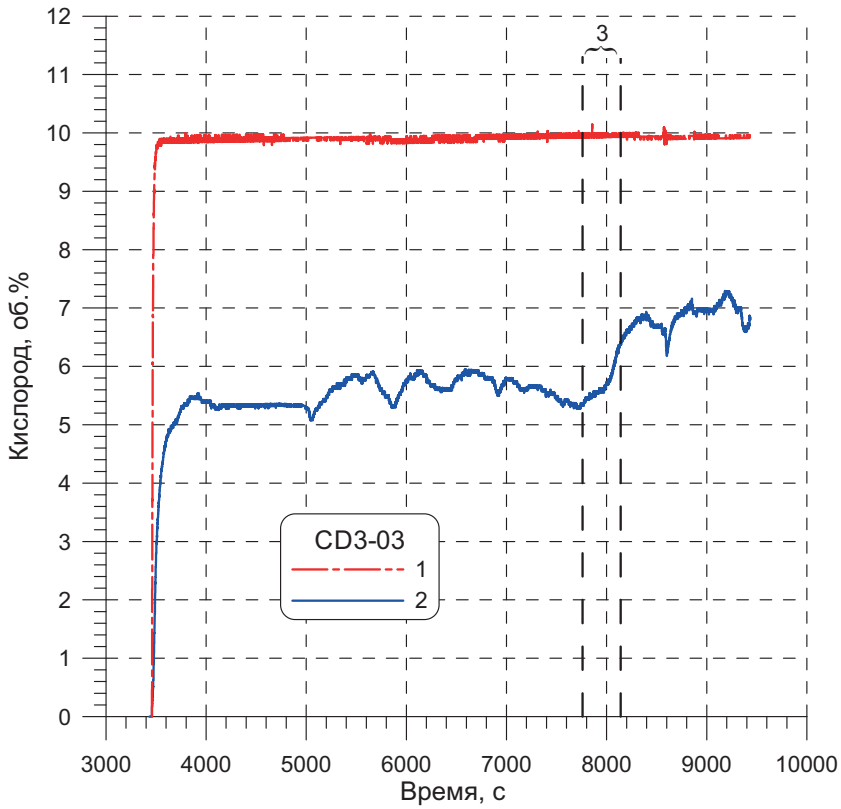


Рис. 9. Содержание кислорода во входной газовой смеси и в печных газах в опыте CD3-03:

1, 2 – содержание кислорода: 1 – в подаваемой в печь аргоно-кислородной смеси; 2 – в печных газах; 3 – появление оксидной пленки/корки в области визирования расплава.

На 8593 с с помощью вольфрамового зонда убедились в отсутствии корки под слоем металлического расплава.

С 9130 с увеличили анодное напряжение для увеличения температуры расплава и плавления корки, что привело к резкому увеличению скорости поглощения кислорода и температуры поверхности металлической жидкости. На 9434 с заменили Ar/O_2 смесь на Ar и отключили ВЧ нагрев. Кристаллизацию расплава и охлаждение слитка проводили в инертной атмосфере (Ar).

При разборке печи слиток был извлечен из тигля и расколот. В верхней части оксидно-металлического слитка было расположено металлическое кольцо, которое было соединено с металлическим слитком. Металлический слиток и кольцо были окружены оксидным расплавом с оксидной коркой на их границе. Из металлического слитка и металлического кольца были подготовлены аншлифы для проведения пост-тест анализа. Из оксидного слитка и остальных продуктов плавки с той же целью были приготовлены средние пробы.

На основе результатов РСФА и поэлементного материального баланса опыта CD3-03 получено, что масса металлического слитка составила 279.9 г, а металлического кольца – 33.4 г. В металлическом слитке и кольце содержится малое количество урана и циркония. Оксидный слиток имел следующий массовый состав, г: 716.3 U, 251.6 Zr, 72.9 Fe(Cr,Ni…), 209.8 O (по остатку). Массовая доля компонентов стали составила в оксидном слитке ≈ 8 % от общей массы. Таким образом, суммарная масса Fe(Cr,Ni…) в оксидно-металлическом слитке составила 380.7 г. Остаток металла от загруженной в печь стали (519.9 г) в оксидном и металлическом виде содержался в аэрозолях, выплесках расплава и пробах.

Из результатов СЭМ/РСМА анализа следует, что микроструктура оксидного слитка представляет собой дендритно закристаллизованный расплав. Междендритное пространство заполнено эвтектически закристаллизованной структурой. Фазой первичной кристаллизации является фаза переменного состава ряда $(U, Zr, Fe)O_2$ – $(Zr, U, Fe)O_2$. Также с фазой первичной кристаллизации сокристаллизуется фаза на основе ферро-хромовой шпинели. Эвтектика состоит, как минимум, из двух фаз: фазы первичной кристаллизации со стороны $(Zr, U, Fe)O_2$ и фазы на основе FeO.

Результаты РСМА анализа корки на поверхности металлического кольца свидетельствуют о наличии в корке трех характерных зон: зона, преимущественно состоящая из фазы на основе твердого раствора $(U, Zr)O_2$, зона на основе фазы Fe(Ni) и зона, представляющая собой многофазную смесь, в которой зафиксированы как оксидные, так и металлические фазы. При этом следует отметить, что отсутствует граница, четко разделяющая наблюдаемые зоны на слои. Можно предположить, что наличие оксидов U и Zr на поверхности металла является результатом интенсивной конвекции, которая выносит эти оксиды из нижней пограничной зоны между расплавом металла и оксидов.

Кинетика окисления

Результаты расчёта по зависимостям (1) и (2) скорости поглощения кислорода расплавом и количества поглощенного кислорода приведены на рис. 10.

Из рис. 9 и 10 видно, что после переходного процесса установилась примерно постоянная, с небольшими колебаниями, средняя скорость поглощения кислорода расплавом, равная ~ 0.3 ммоль/с (удельная мольная скорость окисления 78 ммоль/(м^{2}с)), которая сохранялась до 7660 с. С 7660 с в связи с самопроизвольным снижением мощности и температуры поверхности расплава до 2 170 °С (рис. 8) на всей поверхности расплава периодически образовывалась корка, и скорость поглощения кислорода расплавом снизилась до значения 0.21 ммоль/с (удельная мольная скорость окисления 55 ммоль/(м^{2}с)), которое сохранялось до 9130 с.

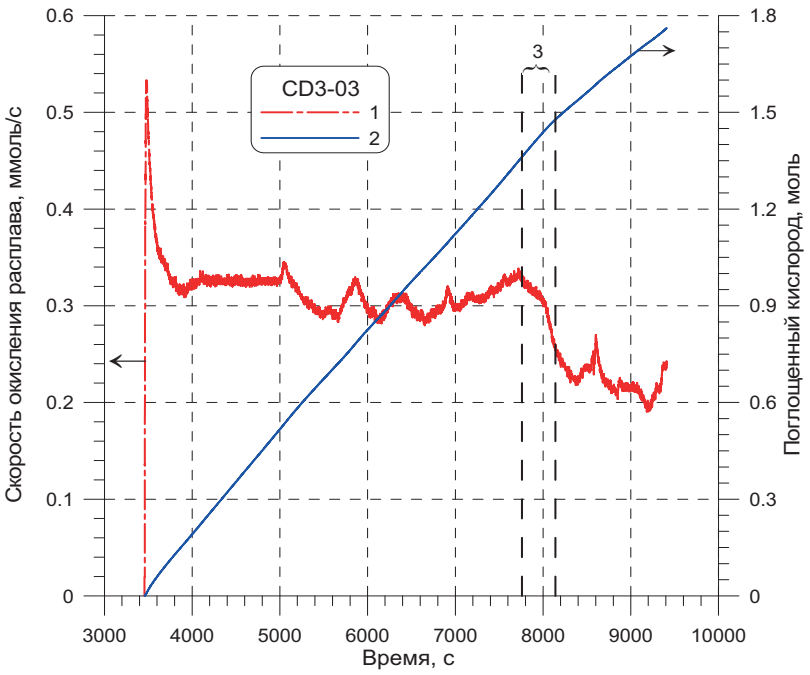


Рис. 10. Скорость окисления расплава в опыте CD3-03:
1 – скорость поглощения кислорода, 2 – количество кислорода, поглощенного расплавом,
3 – появление пленки/корки в области визирования расплава.

В соответствии с результатами газового анализа за весь период окисления было поглощено 1.76 моль O_2.

1.4 Опыт CD3-03(2)

Опыт CD3-03(2) отличался от опыта CD3-03 уменьшением массовой доли стали относительно оксидного расплава до 0.3 за счёт увеличения массы сверхстехиометрического оксидного расплава ($UO_{2.24}$– ZrO_2) (табл. 1) и увеличенной температурой поверхности металлического расплава для исключения образования корок.

Изменение во времени температуры поверхности расплава и мощности ВЧ-генератора приведены на рис. 11.

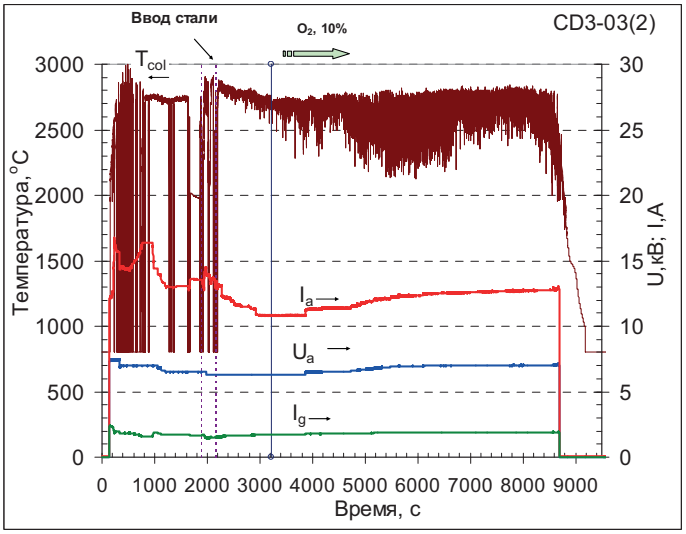


Рис. 11. Изменение во времени напряжения (U_a), анодного тока (I_a), тока сетки (I_g) и показаний пирометра (T_{col}) в опыте CD3-03(2)

Изменение во времени разности показаний датчиков кислорода в Ar/O_2 смеси на входе в печь и в печных газах на выходе из печи с учётом транспортного запаздывания – на рис. 12.

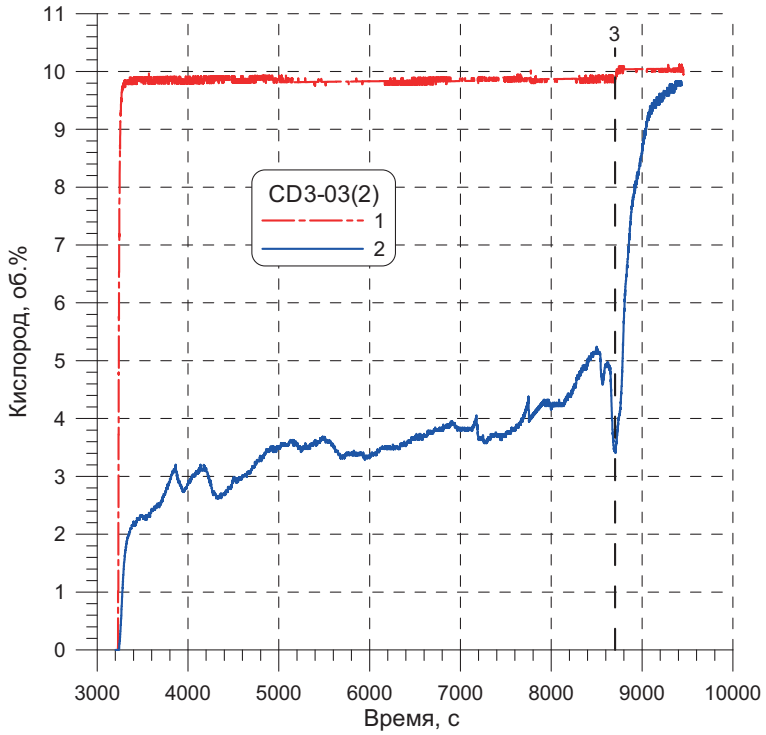


Рис. 12. Содержание кислорода во входной газовой смеси и в печных газах в опыте CD3-03(2):
1, 2 – содержание кислорода: 1 – в подаваемой в печь аргонокислородной смеси, 2 – в печных газах;
3 – выключение ВЧ-нагрева.

В процессе окисления наблюдали интенсивную конвекцию и вынос на поверхность металлического расплава жидких оксидов, что вызывало колебания поверхностной температуры (рис. 11). Тонкий слой жидких оксидов оставался на поверхности металлической жидкости и исчезал после прекращения подачи Ar/O_2 смеси.

Для поддержания поверхностной температуры и предотвращения появления оксидных корок на поверхности металлического расплава с 3360 с до 6950 с увеличивали мощность, вводимую в расплав. В конце эксперимента на 8200 с произошло уменьшение температуры поверхности расплава и снижение скорости поглощения кислорода расплавом. На 8703 с ВЧ-нагрев был отключен. К этому моменту количество поглощенного кислорода по расчёту было достаточно для окисления приблизительно половины введенной в расплав массы нержавеющей стали. Студку слитка провели в инертной атмосфере Ar.

При разборке печи слиток был извлечен из тигля и расколот. В верхней части оксидно-металлического слитка был расположен металлический слиток. После дробления оксидной части из нее были извлечены полое металлическое включение и придонное металлическое включение, а в верхней части – плоское металлическое включение. Схема расположения фрагментов оксидно-металлического слитка приведена на рис. 13.

Из слитка и продуктов плавки были приготовлены аншлифы и средние пробы для проведения пост-тест анализа.

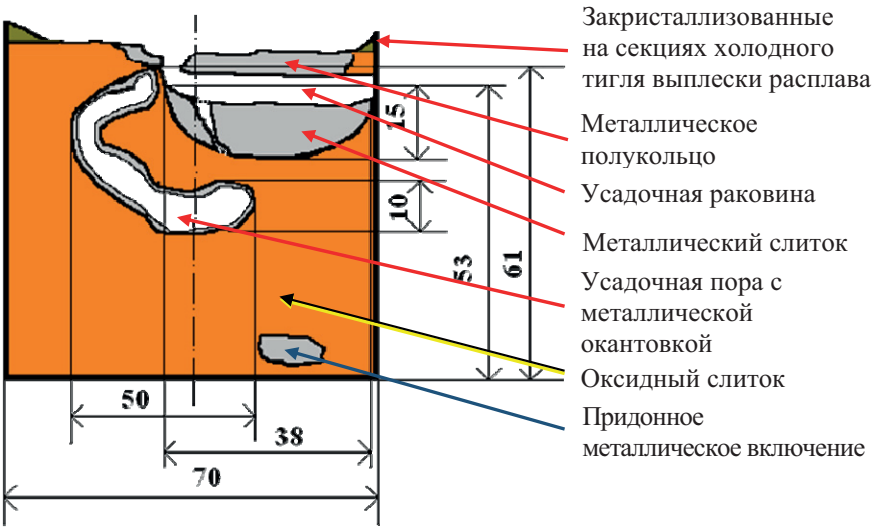


Рис. 13. Схема расположения металлических фрагментов и пор в оксидно-металлическом слитке, полученном в опыте CD3-03(2)

На основе результатов РСФА и поэлементного материального баланса опыта CD3-03(2) получено, что масса металлического слитка составила 105.5 г, полого металлического включения 19.8 г, придонного металлического включения ≈ 19.8 г и металлического полукольца, извлеченного из выплесков расплава, 13.1 г.

Оксидный слиток имел следующий массовый состав, г: 811.3 U, 283.7 Zr, 66.3 Fe(Cr, Ni…), 233.7 O (по остатку) Массовая доля компонентов нержавеющей стали в окисленном виде составила в оксидном слитке ≈ 6.3 % от массы U и Zr. Суммарная масса Fe(Cr,Ni…) в оксидно-металлическом слитке составила ≈ 227.9 г. Остаток металла от загруженного в печь (507.7 г) в окисленном и металлическом виде содержался в оксидном слитке, аэрозолях, выплесках расплава и в пробах.

Из результатов СЭМ/РСМА анализа следует, что основной фазой микроструктуры оксидного слитка является фаза на основе твердого раствора $(U, Zr)O_2$. В межфазном пространстве имеются зоны эвтектической кристаллизации основной фазы и фазы на основе оксида железа. Также зафиксированы капли металлического расплава. Следует отметить наличие тонкой металлической пленки и металлических прожилок в верхней части оксидного темплета. Наличие металлических капель в оксидном слитке может свидетельствовать об интенсивной естественной конвекции в оксидном и металлическом слоях и уносе отдельных фрагментов из пограничной зоны.

СЭМ анализ металлических темплетов свидетельствует об отсутствии в них компонентов U и Zr. Однако, все металлические элементы окружены оксидными корками состава, масс. %: (59–62) U, (18.2–19.0) Zr, (2.8–7.4) Fe, (2.4–3.6) Cr, (10.0–13.9) O, которые образовались на интерфейсе с оксидной частью расплава.

Кинетика окисления

В соответствии с данными, приведенными на рис. 12, по зависимостям (1) и (2) выполнены расчёты скорости поглощения кислорода расплавом и количества поглощенного кислорода за весь период окисления, результаты которых показаны на рис. 14.

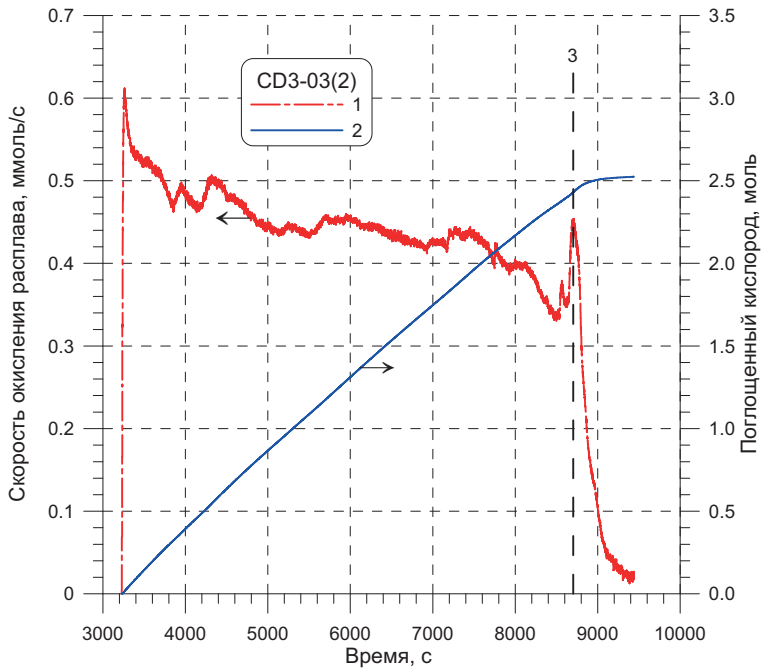


Рис. 14. Кинетика поглощения кислорода расплавом из опыта CD3-03(2):
1 – скорость поглощения кислорода, 2 – количество кислорода, поглощенного расплавом,
3 – выключение ВЧ-нагрева.

Из рис. 12 и 14 видно, что после переходного процесса, начиная с 5000 с, при отсутствии поверхностной корки установилась практически постоянная средняя скорость поглощения кислорода расплавом, равная ≈ 0.44 ммоль/с, которая сохранялась до 7660 с. С 7600 с скорость поглощения кислорода начала снижаться, возможно, из-за образования на периферии корки при снижении температуры поверхности расплава.

Пирометром, поле визирования которого находилось в центральной зоне поверхности расплава, на 8200 с было зафиксировано уменьшение температуры, которое привело к резкому уменьшению скорости поглощения кислорода расплавом, и на 8703 с ВЧ нагрев был отключен.

Удельная мольная скорость поглощения кислорода расплавом в установившемся режиме опыта CD3-03(02) составила ≈ 114 ммоль/(м^{2}с). В соответствии с результатами газового анализа за весь период окисления было поглощено ≈ 2.52 моль O_2.

2. Обсуждение результатов

Рассмотрим результаты опытов по кинетике окисления расплава с точки зрения их возможной систематизации и сопоставления с полученными ранее экспериментальными данными.

Прежде всего, выделим те опыты, в которых гарантированно отсутствовала поверхностная корка. К ним можно отнести первый и последний стационарные режимы CD3-02 (CD3-02(a) и CD3-02(d)), CD3-03(a), а также CD3-03(2). Несмотря на кратковременность режима CD3-02(a), скорость окисления практически вышла на постоянный уровень (см. рис. 6, 7), а отсутствие корки подтверждается высоким значением температуры и наблюдениями состояния поверхности. В CD3-02(d) корка тоже не наблюдалась. За длительное время этого режима, после окисления сравнительно небольшой части стали на предыдущих режимах, произошло её полное окисление. Следует отметить, что за это время доля поверхности, занятой металлическим расплавом, уменьшилось от некоторого начального значения до нуля (пример промежуточного состояния ванны – слиток из опыта CD3-03(2) на рис. 13), однако скорость окисления оставалась

практически постоянной почти до завершения режима. Это подтверждает отмеченную в ранее проведенных исследованиях независимость скорости окисления от того, оксидный или металлический расплав занимает поверхностное положение в ванне. Качественно подобным режиму CD3-02(d) является еще более длительный опыт CD3-03(2), но с меньшей концентрацией O_2 в Ar/O_2 смеси, и в котором нержавеющая сталь была окислена не полностью. В CD3-03(2) скорость окисления также сохраняла приблизительно постоянное значение в течение большей части опыта. В остальных режимах всех опытов с подводом окислителя поверхность расплава была частично покрыта коркой.

В табл. 2 представлены результаты и параметры, характеризующие условия проведения опытов. Для последующего сопоставления с результатами ранее проведенных опытов в таблицу добавлена удельная (на единицу площади поверхности расплава) мольная скорость окислителя (O_2) на входе в печь.

Таблица 2

Результаты опытов CD3

Опыт	Исходное состояние ванны расплава	Окислитель	Состояние поверхности ванны расплава	Температура поверхности ванны, °C	Удельная мольная скорость окислителя на входе в печь, ммоль/(м^{2}с)	Удельная мольная скорость поглощения окислителя расплавом, ммоль/(м^{2}с)
CD3-01	Оксиды C-100+ ($UO_{2.24}$ – ZrO_2) + нержавеющая сталь с массовой долей 0.4	Окислительные ресурсы расплава оксидов C-100+	Металлическая жидкость	2 550	–	–
CD3-02(a)		Ar/O_2 смесь 10 об. % O_2	Жидкая оксидная пленка	2 550	188	≈ 117
CD3-02(c)		Ar/O_2 смесь 30 об. % O_2	Корка, частично	1 800–1 950	560	52±13
CD3-02(d)		Ar/O_2 смесь 45 об. % O_2	Жидкая оксидная пленка	2 250–1 950	860	337
CD3-03(a)		Ar/O_2 смесь 10 об. %O_2	Жидкая оксидная пленка	2 600	192	≈ 78
CD3-03(b)		Ar/O_2 смесь 10 об. %O_2	Корка, частично	2 100	192	≈ 55
CD3-03(2)	Оксиды C-100+ ($UO_{2.24}$ – ZrO_2) + нержавеющая сталь с массовой долей 0.3		Жидкая оксидная пленка	2 720	188	≈ 114

На рис. 15 представлено сопоставление полученных результатов с данными [4] по кинетике окисления расплава Ar/O_2 смесью при различной конфигурации ванны с субокисленным оксидным расплавом (одножидкостной оксидной, двухжидкостной оксидно-металлической при поверхностном и донном положении металлической жидкости). Корректность сопоставления обусловлена идентичными условиями опытов (геометрические размеры, расход подводимой Ar/O_2 смеси). Можно видеть, что все данные в режимах с отсутствием корки аппроксимируются общей зависимостью:

$$j_{O2} = 0.42\ G_{in}/S,\ \text{ммоль/(м}^2\text{с)}, \qquad (3)$$

где

j_{O2} – удельная мольная скорость поглощения окислителя расплавом, ммоль/(м^{2}с);

G_{in} – мольный расход окислителя на входе в объём над расплавом, ммоль/(с);

S – площадь поверхности расплава, м^2.

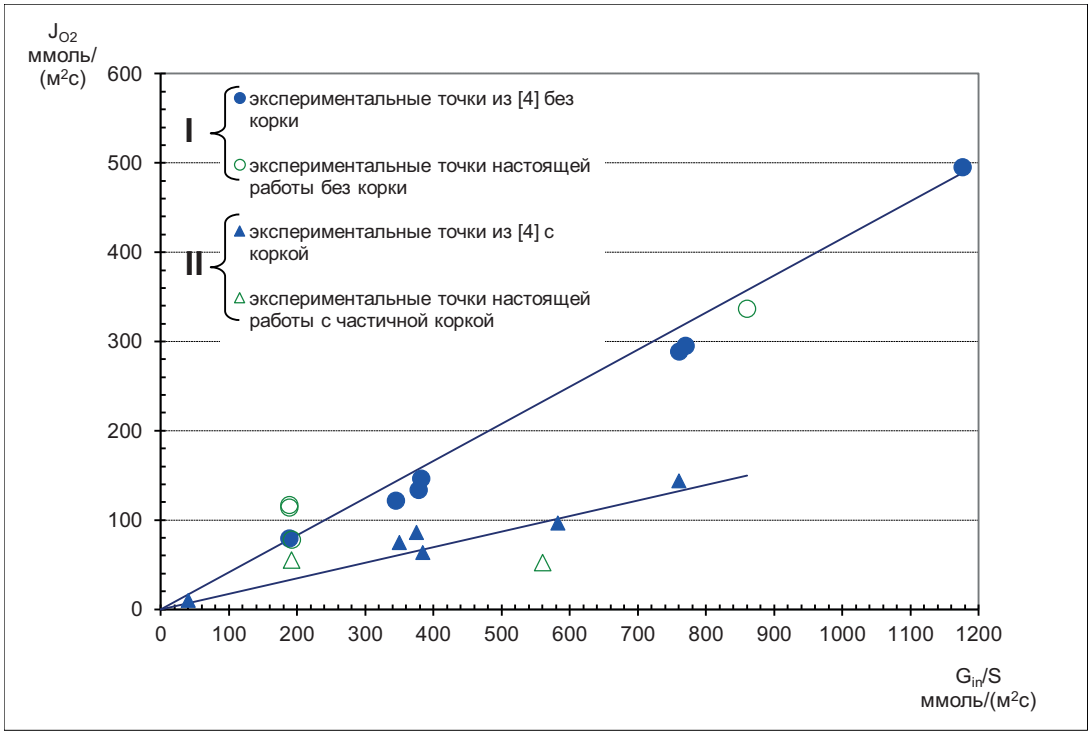


Рис. 15. Зависимость удельной мольной скорости поглощения окислителя расплавом от удельной мольной скорости подвода окислителя (Ar/O_2 смесь) в объём над расплавом: I – при отсутствии поверхностной корки, II – с поверхностной коркой.

Полученные результаты подтверждают, что в режиме голодания по окислителю при одинаковых составах газовой смеси, содержащей окислитель, и одинаковых газодинамических процессах в газовом объёме над расплавом, определяющих интенсивность подвода окислителя к поверхности расплава, состав и степень окисления расплава, содержащего восстановители (U, Fe, Cr), не влияют на скорость окисления. Однако этот вывод полностью справедлив только для двухжидкостных ванн расплава. При этом, как установлено в опытах по окислению расплавов субокисленного кориума [4], скорость окисления постоянна во времени и одинакова для одно- и двухжидкостного расплава. Иначе происходит при окислении одножидкостного расплава металла: скорость окисления во времени уменьшается, и это обусловлено накоплением поверхностного слоя жидких оксидов и соответствующим увеличением во времени диффузионного сопротивления транспорту ионов кислорода к реакционной поверхности [6, 7]. Очевидно, что при окислении одножидкостного расплава субокисленного кориума $(U, Zr)O_{2-x}$ и двухжидкостного расплава субокисленного кориума и нержавеющей стали (или Fe) происходит просто увеличение степени окисленности расплава без образования поверхностного слоя жидких оксидов, и скорость окисления во времени не изменяется. В отличие от этого в опытах настоящей работы окисление расплава равнозначно окислению компонентов нержавеющей стали, однако и в этом случае накопления в поверхностном слое «легких» оксидов и замедления окисления не происходит.

Влияние степени окисленности на распределение компонентов в расплаве субокисленного

кориума и стали было исследовано при выполнении программы АЯЭ/ОЭСР MASCA. Экспериментально и расчётно было показано, что при температуре, превышающей температуру ликвидус (монотектики), образуется двухжидкостная оксидно-металлическая система, причем уменьшение степени окисленности приводит к увеличению доли U и Zr в металлической жидкости [8]. Правда, в процессе окисления двухжидкостного расплава с поверхностным положением металлической жидкости на поверхности наблюдается оксидная пленка (третья жидкость), но она исчезает при прекращении подачи окислителя (как это наблюдалось и в опытах настоящей работы).

Для выявления возможного различия в характеристиках расплавов субокисленного и полностью окисленного кориума и стали были проведены расчёты с использованием программного комплекса NUCLEA/GEMINI2. В расчётах для условий опытов CD3-01 и CD3-02 (режимы без поверхностной корки) варьировалось содержание кислорода в системе. Расчёты показывают образование двухжидкостной оксидно-металлической системы во всех случаях, а также соответствие бескорочного режима в CD3-02(a, d) превышению температуры поверхности расплава над температурой ликвидус. Однако основным результатом расчётов является подтверждение определенного пост-тест анализами качественно такого же распределения компонентов между оксидной и металлической жидкостями, как и при взаимодействии расплавов субокисленного кориума и нержавеющей стали, а именно, присутствия U и Zr в металлическом расплаве. Существенным является количественное различие: в опытах настоящей работы при взаимодействии расплавов предельно окисленного кориума и нержавеющей стали содержание U и Zr в металлическом расплаве много меньше, чем в опытах с субокисленным кориумом.

Рассматривая режимы окисления расплава, в которых поверхность была частично покрыта коркой, отметим ряд особенностей. На рис. 15, наряду с данными по кинетике окисления при отсутствии поверхностной корки, представлены данные [4] по окислению при наличии корки, полностью закрывающей поверхность расплава. Там же приведены результаты двух близких к установившемуся состоянию режимов, полученные в настоящей работе: CD3-02(c) и CD3-03(b).

Точка, относящаяся к CD3-02(c), расположена существенно ниже линии, аппроксимирующей результаты [4] для режимов с поверхностной коркой. Это можно объяснить, во-первых, малой величиной свободной от корки поверхности расплава (приблизительно 12 %), а во-вторых, существенно большим, по сравнению с [4], диффузионным сопротивлением корки, которая в отличие от опытов с коркой [4] не имела трещин. Причина отсутствия трещин в корке в опытах настоящей работы заключается в возможности свободного расширения расплава (без «взламывания» корки) при увеличении его объёма при окислении благодаря неполному закрытию коркой поверхности расплава.

В отличие от точки CD3-02(c), точка, относящаяся к CD3-03(b), занимает промежуточное положение между данными [4], относящимися к корочному и бескорочному режимам окисления. Это может быть объяснено большей, по сравнению с CD3-02(c), долей поверхности расплава, не покрытой коркой.

Отдельно следует рассмотреть причину отсутствия в опытах настоящей работы режима с поверхностью расплава, полностью закрытого коркой, при снижении температуры поверхности ниже температуры ликвидус расплава. Отметим, прежде всего, что образование корки во всех случаях начинается на периферии ванны расплава в зоне пониженной, из-за соседства с холодным тиглем, температуры. Затем корка распространяется от периферии к центру. Отсутствие корки в центральной части поверхности расплава связано с тем, что температура расплава превосходила температуру ликвидус поверхностной оксидной пленки, образующейся в процессе окисления, и, соответственно, не удовлетворяла условию образования корки на поверхности.

Заключение

Как правило, при развитии тяжёлой аварии формируемая на днище корпуса реактора ванна расплава кориума содержит неокисленный цирконий, доля которого от всей массы циркония активной зоны зависит от сценария аварии. Поэтому рассмотренная в настоящей работе ситуация, когда в оксидно-металлической ванне весь цирконий окисляется еще на стадии формирования ванны, по-видимому, возможна только в том случае, если расход воды, подаваемой в реактор для предотвращения разрушения активной зоны, недостаточен для её затопления, причем подача воды продолжается длительное время, достаточное для окисления всего циркония. Однако полученные результаты показали, что, с точки зрения кинетики последующего окисления расплава, исходная степень окисления циркония не имеет значения, а отличие от окисления субокисленного расплава кориума проявляется только в обогащении состава ванны расплава оксидами компонентов нержавеющей стали.

Таким образом, все закономерности, определенные ранее при исследовании кинетики окисления расплава с субокисленным кориумом, при прочих одинаковых условиях остаются в силе и для исследованной в настоящей работе ситуации с расплавом исходно полностью окисленного кориума. В принципе, различие кинетики может происходить в режимах окисления при наличии корки, полностью закрывающей поверхность расплава, из-за различия свойств, связанных с наличием в составе корки оксидов компонентов нержавеющей стали. Тем не менее, можно предположить, что указанное различие будет невелико вследствие нивелирующего влияния трещинообразования в корке.

Благодарности

Работа выполнена при поддержке IRSN (международный проект CORDEB).

Литература

1. Oxidation kinetics of corium pool / A.A. Sulatsky, S.A. Smirnov, V.S. Granovsky, V.B. Khabensky [et al.] // Nucl. Eng. Des. – 2013. – V. 262. – P. 168–179.
2. Oxidation effect on steel corrosion and thermal loads during corium melt in-vessel retention / V.S. Granovsky, V.B. Khabensky, E.V. Krushinov, S.A. Vitol [et al.] // Nucl. Eng. Des. – 2014. – V. 278. – P. 310–316.
3. Oxidation effect during corium melt in-vessel retention / V.I. Almyashev, V.S. Granovsky, V.B. Khabensky, E.V. Krushinov [et al.] // Nucl. Eng. Des. – 2016. – V. 305. – P. 389–399.
4. Experimental study of oxidic-metallic melt oxidation / A.A. Sulatsky, V.I. Almjashev, V.S. Granovsky, V.B. Khabensky [et al.] // Nucl. Eng. Des. – 2020. – V. 363. – Art. 110618.
5. Моделирование окисления расплава активной зоны ядерного реактора при наличии оксидной корки на поверхности расплава / В.Б. Хабенский, В.И. Альмяшев, В.С. Грановский, Е.В. Крушинов [и др.] // Журнал технической физики. – 2021. – Т. 91, Вып. 2. – С. 232–239.
6. *Green G. A.* The effect of water in film boiling over liquid-metals / G.A. Green, C. Finfrock, S.B. Burson // Trans. American Nuclear Society. – 1986. – V. 53. – P. 360–362.
7. *Пискунов М.В.* Плавка металлов, кристаллизация сплавов, затвердевание отливок. – М.: МИСиС, 1997. – 376 с.
8. РАСПЛАВ. Удержание расплавленных материалов активной зоны водоохлаждаемых реакторов: международные проекты RASPLAV и MASCA (1994–2006) / под ред. В.Г. Асмолова, А. Ю. Румянцева, В. Ф. Стрижова. – М.: Концерн Росэнергоатом, 2018. – 576 с.

УДК 621.365.5 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_1_23_81

Исследование прототипа промышленной индукционной печи с холодным тиглем конусной формы для остекловывания высокоактивных отходов

И.Н. Скриган [1, 2], А.Ю. Абашкин [1], Е.Ю. Иванов [1], А.В. Вавилов [2], А.С. Алой [1], Д.Б. Лопух [2], А.П. Мартынов [2], А.О. Плешаков [1]

[1] АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург, Россия
[2] Санкт-Петербургский Государственный Электротехнический Университет «ЛЭТИ» (СПбГЭТУ «ЛЭТИ»), Россия

Аннотация

В статье представлены результаты исследований работы прототипа промышленной индукционной печи с холодным тиглем для остекловывания высокоактивных отходов переработки облученного ядерного топлива, содержащих благородные металлы, методом индукционной плавки в холодном тигле.

В ходе экспериментов проведены ресурсные испытания печи в течение 100 часов, переработано 440 л модельного раствора жидких радиоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000 и наработано 250 кг боросиликатного стекла. Средняя производительность печи составила 11.4 кг/ч по стеклу.

По результатам исследований определены электротехнологические параметры работы установки, подтверждена эффективность использования холодного тигля с коническим дном для удаления благородных металлов и выданы исходные данные на проектирование промышленной печи остекловывания высокоактивных отходов.

Ключевые слова: индукционная плавка, холодный тигель, остекловывание, коническое дно, электрические и тепловые параметры, высокоактивные отходы, благородные металлы.

Research of the prototype of an industrial induction furnace with a cone-shaped cold crucible for vitrification of high-level waste

I.N. Skrigan [1, 2], A.Yu. Abashkin [1], E.Yu. Ivanov [1], A.V. Vavilov [2], A.S. Aloy [1], D.B. Lopukh [2], A.P. Martynov [2], A.O. Pleshakov [1]

[1] Khlopin Radium Institute, Saint Petersburg, Russia
[2] Saint Petersburg Electrotechnical University “LETI”, Russia

Abstract

The article presents the results of research on the operation of the prototype industrial induction furnace with a cold crucible for vitrification of high-level waste.

During the experiments, the furnace life tests were carried out during 100 hours, 440 liters of a model solution of liquid radioactive waste from the processing of VVER-1000 SNF containing noble metals were processed, and 250 kg of borosilicate glass was produced. The average capacity of the furnace was 11.4 kg/h for glass.

The studies identified electro-technological parameters of installation, confirmed the effectiveness of using the cold crucible with a conical bottom for removal of noble metals and issued the initial data for designing industrial furnace for vitrification of high-level waste.

Key words: induction melting, cold crucible, vitrification, conical bottom, electrical and thermal parameters, high-level waste, noble metals.

Введение

Использование метода индукционной плавки в холодном тигле (ИПХТ) находит все большее применение в различных технологиях синтеза оксидных материалов и стекол [1, 2]. Современное состояние разработок в области использования метода ИПХТ представлено в работах [3, 4]. Применение метода ИПХТ в задаче повышения безопасности ядерной энергетики в значительной степени отражено в разработках технологий остекловывания высокоактивных отходов (ВАО) [5] и плавки кориума при исследовании процессов, происходящих в ходе тяжёлых запроектных аварий на АЭС [1, 6, 7]. Данные применения метода ИПХТ являются наиболее актуальными.

Для отработки процесса иммобилизации образованных от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 жидких ВАО в твёрдую матрицу боросиликатного стекла в период 2014–2015 гг. на базе АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» совместно с Санкт-Петербургским государственным электротехническим университетом «ЛЭТИ» была разработана и испытана экспериментальная установка ИПХТ промышленного масштаба. Установка работает на пониженной частоте тока 440 кГц, имеет колебательную мощность 240 кВт и производительность 12 кг/ч по стеклу при подаче жидких имитаторов ВАО [8].

В 2016–2018 годах на данной установке проводились эксперименты по определению технологических параметров остекловывания имитаторов ВАО и поиску технических решений для проектирования промышленной печи с целью использования в базовой технологии Опытного демонстрационного центра ФГУП «Горный химический комбинат». В ходе экспериментов было подтверждено, что наличие благородных металлов (БМ) в составе модельных ВАО приводит к значительному ухудшению электрических и тепловых параметров плавки и существенному сокращению срока службы печи [8, 9]. По этой причине на базе испытанной установки остекловывания с 2016 года шли поисковые работы по созданию печи ИПХТ с коническим дном (КД) для эффективного удаления БМ со сливаемым расплавом стекла [10–12]. Подобная печь, но, с керамическим тиглем и резистивным нагревом использовалась в установке VEK для отверждения ВАО [13].

Оборудование и материалы

После успешных испытаний печи ИПХТ на экспериментальном стенде СПбГЭТУ «ЛЭТИ» [10, 11] была разработана конструкторская документация и изготовлен полноразмерный прототип промышленной печи ИПХТ с КД. Печь состояла из холодного тигля, содержащего 24 секции из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т и медного трехвиткового индуктора, выполненного в виде конической спирали. Холодный тигель в цилиндрической части имеет внутренний диаметр 630 мм. Внешний вид установки и печи ИПХТ представлены на рис. 1.

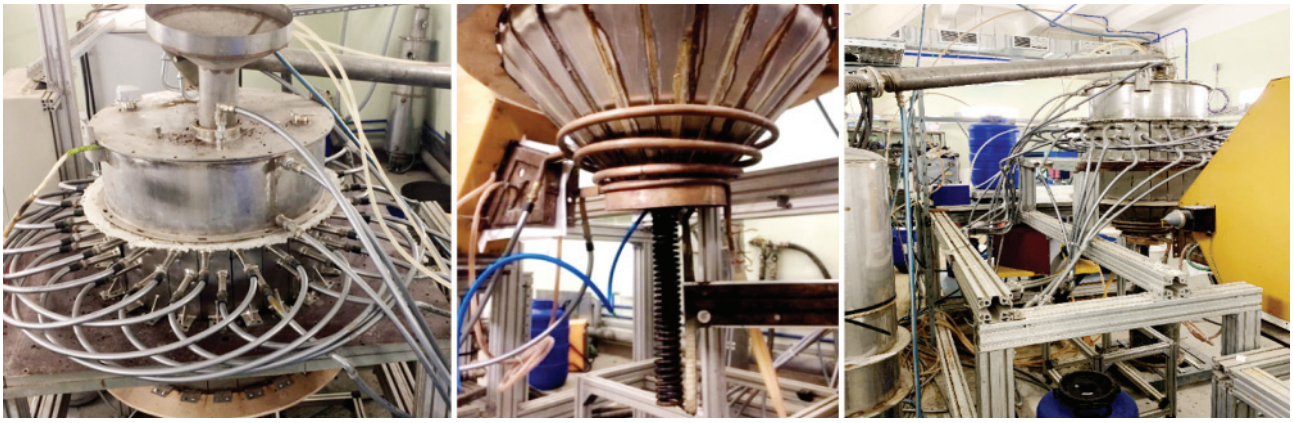


Рис. 1. Вид установки и печи индукционной плавки в холодном тигле с коническим дном

Холодный тигель имеет верхнюю цилиндрическую и нижнюю коническую части. В установке используются основной индуктор конической формы для нагрева основной массы расплава от генератора с колебательной мощностью 240 кВт и частотой тока 440 кГц, и сливной индуктор для нагрева сливного устройства от генератора с колебательной мощностью 15 кВт и частотой тока 10 кГц.

Каждая секция холодного тигля фиксируется в верхней и в нижней вертикальной цилиндрической части на текстолитовых плитах, обеспечивая при этом крепление с необходимым зазором между секциями 1–1.5 мм, что обеспечивает электрическую изоляцию секций друг от друга и от металлических частей рамы установки. Такая конструкция препятствует возникновению кольцевого тока в секциях холодного тигля с увеличением электрического КПД и коэффициента мощности индуктора, снижая тем самым необходимую мощность ВЧ источника питания. В донной части печи смонтирован медный водоохлаждаемый электромагнитный экран для предотвращения перегрева фланца сливного устройства в процессе плавки.

Система охлаждения холодного тигля состоит из шести параллельных контуров с подачей воды под давлением до 7 атмосфер через два центробежных насоса высокого давления Wilo MHIE. Система газоочистки состоит из водоохлаждаемого стального газохода, двух барботеров и вакуумного насоса. Отходящие газы уносятся в специализированную вентиляцию, содержащую систему фильтров. Подача шихты осуществляется вручную. В донной части конуса холодного тигля расположен стальной сливной фланец, приваренный к сливной трубке высотой 40 см, которая нагревается сливным многовитковым индуктором для обеспечения многократного периодического слива расплава стекла.

В соответствии с принятой технологией остекловывания химический состав конечного продукта содержит до 80 % стеклообразующих компонентов (стеклофритта) и до 20 % оксидов ВАО [14]. В качестве имитаторов радиоактивных изотопов благородных металлов (БМ) в состав модельного раствора ВАО были добавлены Pd и Ag со средним содержанием в растворе 2.7 и 4.3 г/л в пересчёте на оксиды. Суммарное солесодержание оксидов имитаторов ВАО в растворе составило около 120 г/л.

Для стартового нагрева использовали бой модельного боросиликатного стекла такого же состава без включения БМ и кольцо из титана диаметром 300 мм, высотой 30 мм и толщиной 2 мм.

Испытания печи

На данной печи была проведена серия полномасштабных экспериментов для отработки технологических режимов установки ИПХТ с КД при отверждении имитаторов жидких ВАО в боросиликатную матрицу, включая этапы стартового нагрева расплава, наплавления ванны до рабочего уровня и слива расплава стекла.

Ниже приведено описание 100 часовых непрерывных испытаний работы установки, в ходе которых были решены следующие основные задачи экспериментальных работ:

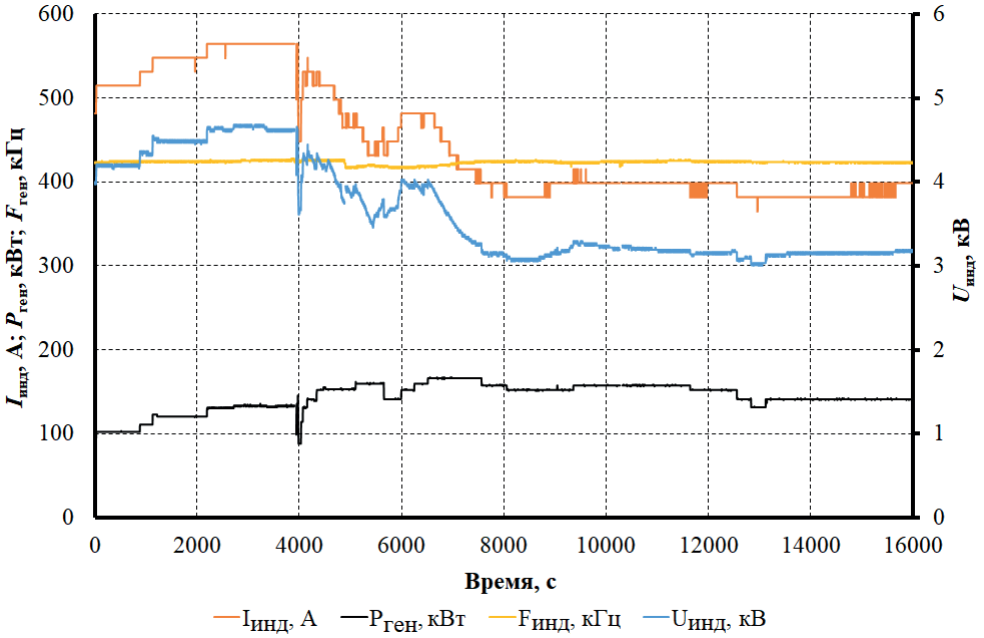
- определение условий стартового нагрева в печи;
- проверка работы печи в условиях варки стекла с определением электрических и энергетических характеристик установки;
- определение влияния присутствия БМ в шихте на электрические параметры печи;
- определение тепловой устойчивости ИПХТ стекла на частоте тока 440 кГц;
- выявление технических решений, улучшающих работу печи;
- исследование работы донного слива расплава с использованием индукционного сливного устройства горячего типа;

– исследование седиментации БМ в печи ИПХТ при жидкостном дозировании имитаторов ВАО для определения эффективности удаления дисперсной гетерогенной фазы со сливаемым стеклом.

Испытания установки остекловывания начинали с проведения стартового нагрева. Энергетические характеристики печи и внешние виды ванны расплава во время стартового нагрева стекла показаны на рис. 2. Следует отметить, что мощность генератора не превышала 160 кВт (рис. 2), что на 40 кВт ниже, чем на аналогичной установке с цилиндрическим холодным тиглем с плоским дном [8]. Это связано с меньшим объёмом стартовой ванны расплава в тигле с конической формой дна для проведения стартового нагрева.

Продолжительность стартового нагрева с наплавлением ванны расплава боем модельного стекла до уровня цилиндрической части тигля и выходом печи на рабочий режим составила 2 часа 40 минут. Благодаря неоднократному успешному стартовому нагреву в ходе последующих испытаний была доказана тепловая устойчивость индукционной плавки боросиликатного стекла на частоте тока 440 кГц в холодном тигле с коническим дном на всех этапах плавки.

а)



б)

Рис. 2 – Вид ванны расплава во время стартового нагрева стекла:

а) энергетические и электрические характеристики установки ИПХТ с КД:
$I_{инд}$ – ток индуктора; $P_{ген}$ – мощность, потребляемая генератором от сети;
$F_{инд}$ – частота тока индуктора; $U_{инд}$ – напряжение на индукторе.

б) стадии разогрева ванны расплава во время стартового нагрева стекла.

Затем, в течение 75 часов производили плавку боя модельного боросиликатного стекла без включения БМ для наработки ресурса печи. Слив расплава из цилиндрической части холодного тигля производили каждые 8 часов. Высота ванны расплава в цилиндрической части тигля не превышала 10 см, что эквивалентно массе расплава стекла около 145 кг.

После 75 часов испытаний при заполненной конической части тигля расплавом стекла массой около 98 кг начали осуществлять жидкостное дозирование азотнокислого раствора имитаторов ВАО с БМ со средней скоростью ≈ 20 л/ч и подачу флюса в виде фритты стекла со скоростью 9 кг/ч. На данном этапе испытаний за 25 часов было остекловано 440 л модельного раствора ВАО и получено 250 кг стекла. Всего было произведено 4 слива расплава с частотой 1 раз в 5 часов. Дозирование раствора имитаторов ВАО и фритты стекла при сливе расплава не прекращали, что соответствует технологическим требованиям. Средняя производительность печи составила 11.4 кг/ч по стеклу с учётом плановых остановок дозирования продуктов, при этом удельная скорость плавления шихты по стеклу составила 0.366 кг/(ч·дм^2). Внешний вид поверхности расплава при дозировании шихты, сливное устройство при сливе стекла и энергетические характеристики печи ИПХТ на данном этапе испытаний показаны на рис. 3.

а)

б)

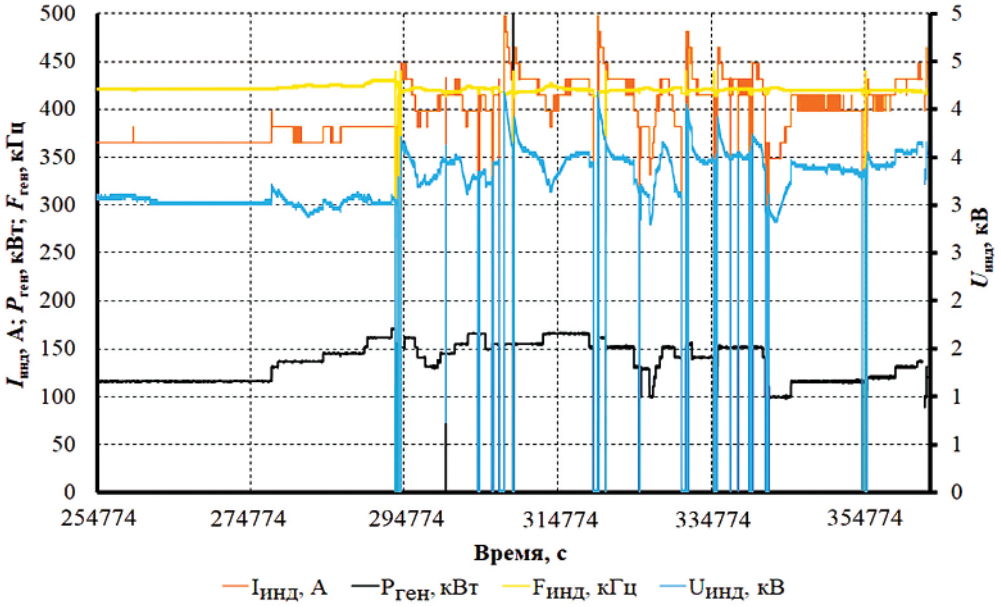


Рис. 3. Внешний вид поверхности расплава при проведении испытаний:

а) поверхность расплава во время испытаний (слева и по центру), сливное устройство при сливе стекла (справа);

б) энергетические и электрические характеристики печи ИПХТ.

При электрическом КПД генератора с блоком согласования, равном 85 %, среднее значение коэффициента мощности индуктора во время испытаний составило 0.0984, что является плановым показателем. Мощность генератора основного индуктора от сети не превышала 170 кВт при максимальной температуре поверхности ванны расплава 1200 °С и высоте цилиндрической части ванны расплава около 10 см. При введении в состав модельного раствора ВАО с БМ электрические параметры ИПХТ с КД не изменялись по сравнению с ИПХТ с плоским дном [1], следовательно, накопления металлической фазы БМ в зоне нагрева расплава и его влияния на параметры индуктора за 25 часов подачи раствора не произошло.

При испытании установлено, что особенностью работы печи ИПХТ с КД является снижение массовой скорости плавления шихты по мере наплавления ванны расплава, что связано с удалением поверхности плавления шихты от индуктора при неизменном режиме генератора. Следовательно, при увеличении высоты ванны расплава необходимо повышать мощность генератора для поддержания температуры поверхности ванны расплава и производительности остекловывания. При этом может увеличиваться температура расплава внутри ванны, что необходимо учитывать при сливе расплава.

На 101 часу испытаний при окончании последнего слива расплава питание основного и сливного индуктора было мгновенно отключено для определения пространственного расположения и концентрации БМ в стекле внутри печи и в сливном контейнере.

Во время последних двух сливов расплава были отобраны пробы для определения качества сваренного стекла с помощью рентгенофазового анализа (РФА). По результатам РФА пробы представляли собой аморфный материал без кристаллических включений и ликвационных зон.

Анализ седиментации благородных металлов

Выполнен визуальный и микроскопический анализ слитого и оставшегося в тигле стекла. Суммарное количество проб стекла для микроскопического анализа составило 49 шт. Пробы в застывшем стекле и гарнисаже внутри холодного тигля отбирали следующим образом. Стеклоблок был поделен на 7 уровней по высоте, и с каждого уровня было отобрано по 3–4 пробы стекла гарнисажного слоя толщиной 2–3 см и по одной пробе с каждого уровня вдоль оси тигля (рис. 4, слева). Блок стекла в приемном контейнере был разделен на 7 условных частей по высоте, а, пробы отбирали по оси с каждого уровня (рис. 4, справа).

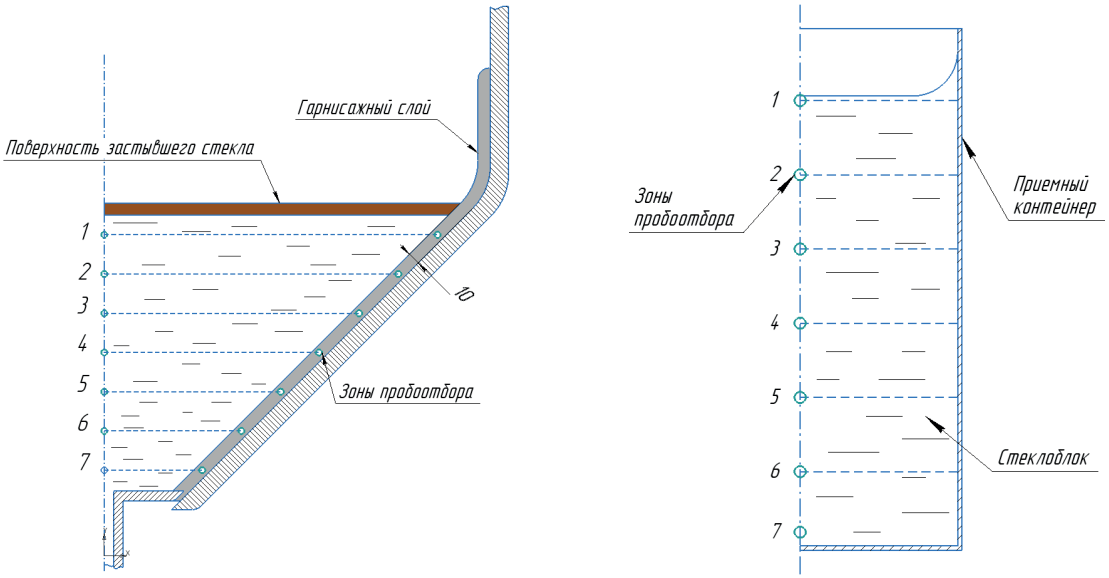
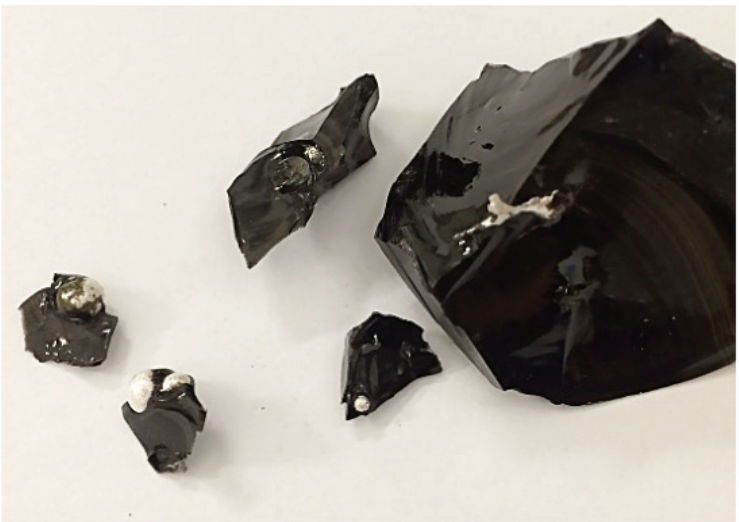


Рис. 4. Схема отбора проб стекла из печи (слева) и приёмного контейнера (справа)

Концентрация Ag и Pd значительно превышала предел растворимости этих элементов в расплаве стекла, что в условиях высокой температуры (до 1 600 °C) привело к образованию дисперсных гетерогенных фаз в виде интерметаллического сплава Pd_xAg_y и чистого Ag. Агломерация и седиментация частиц Ag в виду относительно низкой температуры плавления по сравнению с Pd проходила гораздо быстрее, о чем свидетельствует наличие в стекле крупных частиц круглой формы диаметром до 8 мм (рис. 5, слева). Линейный же размер интерметаллидов Pd_xAg_y не превышал 250 мкм.

Установлено, что холодный тигель с коническим дном способствует удалению крупных частиц БМ размером более 50 мкм со сливаемым стеклом, так как в слитом стекле были обнаружены крупные агломерации Ag и Pd_xAg_y, а размер и количество частиц БМ в застывшем внутри тигля стеклоблоке увеличивается при приближении ко дну печи с учётом конической части. У внутренней поверхности бокового гарнисажа конической части холодного тигля наличие мелкой фракции Pd_xAg_y практически не наблюдалось (рис. 5, справа).



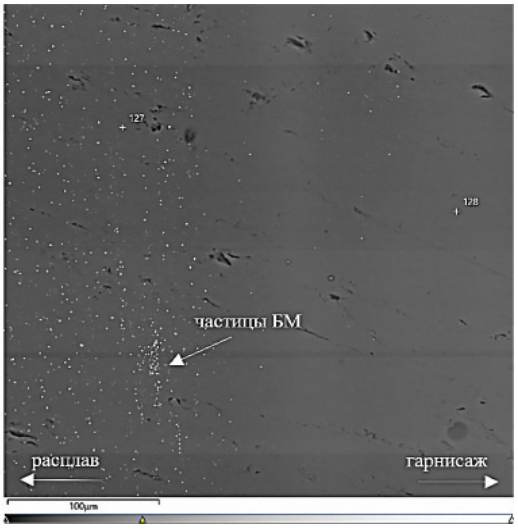


Рис. 5 – Фрагменты слитого стекла с частицами БМ (слева)
и микрофотографический снимок образца стекла в пригарнисажном слое (справа)

Количество частиц Pd_xAg_y размером до 50 мкм в слитом и находящемся в холодном тигле стекле определено как примерно одинаковое, что свидетельствует о равномерном распределении таких частиц в виде мелкой взвешенной фракции в расплаве и удалении её из холодного тигля при сливе расплава стекла. Увеличение концентрации и размеров агломерированных частиц БМ наблюдается только в слитом стекле и в донной части ванны расплава над плоским фланцем сливного устройства, занимающим незначительную поверхность дна холодного тигля.

Заключение

1. Впервые в мировой практике разработана печь ИПХТ промышленного масштаба с холодным тиглем конической формы и изучены параметры её работы. Проведены 100 часовые ресурсные испытания данной печи, в ходе которых определены электрические и энергетические характеристики работы установки на всех технологических этапах.
2. В ходе испытаний отработано 440 л имитаторов жидких высокоактивных отходов от переработки ОЯТ ВВЭР-1000, содержащих растворимые формы благородных металлов

(в пересчёте на Ag_2O – 4.3 г/л и на PdO – 2.7 г/л) и 200 кг стеклофритты. Максимальная мощность источника питания от сети в период испытаний не превышала 170 кВт. Максимальное значение тока и напряжения на индукторе во время стартового нагрева составило 560 А и 4.6 кВ, соответственно. Среднее значение тока и напряжение на индукторе во время дозирования имитаторов высокоактивных отходов и стеклофритты составило 425 А и 4 кВ, соответственно. Среднее значение коэффициента мощности индуктора во время испытаний составило 0.098. Доказано обеспечение плановой производительности печи ИПХТ с КД – 11–12 кг/ч по стеклу.

3. Показано, что присутствие благородных металлов в расплаве стекла в холодном тигле с конической формой дна во время испытаний не влияет на изменение энергетических характеристик процесса.

4. Доказана эффективность печи ИПХТ с коническим дном для удаления благородных металлов со сливаемым стеклом перед аналогичной печью с плоским дном. Показано, что частицы дисперсной гетерогенной фазы благородных металлов размером менее 50 мкм не проникают во внутренние слои гарнисажа стекла. Содержание мелких частиц благородных металлов в стекле, находящемся в холодном тигле и в слитом стекле примерно одинаковое, что говорит о равномерном распределении благородных металлов в виде мелкой взвешенной фракции в расплаве и удалении её из холодного тигля при сливе расплава. Также установлено, что частицы с размером более 50 мкм в большей степени сконцентрированы в донных слоях стекла, оставшегося в холодном тигле у сливного фланца, и в слитом стекле. Для устранения этого эффекта проводятся работы по совершенствованию конструкции донной части печи ИПХТ.

5. Предложенные в работе экспериментально подтвержденные технические решения позволяют существенно повысить эффективность и продлить срок эксплуатации промышленной индукционной печи.

Литература

1. Индукционная плавка кориума в холодном тигле. Оборудование и применение / Д. Б. Лопух, С. В. Бешта, А. П. Мартынов, А. В. Вавилов, И. Н. Скриган. – СПб.: Изд-во СПбГЭТУ «ЛЭТИ», 2019. – 172 с.

2. *Петров Ю.Б.* Индукционная плавка окислов.– Энергоатомиздат, 1983. – 71 с.

3. *Лопух Д. Б.* Современные направления и новые результаты исследований индукционной плавки в холодном тигле // Индукционный нагрев. – 2008. – № 6. – С. 27–37.

4. Сайт лаборатории ИПХТ Санкт-Петербургского государственного электротехнического университета им. В. И. Ульянова (Ленина) (СПбГЭТУ «ЛЭТИ»). – URL: www.ccimlab-leti.ru.

5. *Лопух Д. Б.* Обоснование новой российской концепции построения установки остекловывания радиоактивных отходов методом индукционной плавки в холодных тиглях // Вопросы радиационной безопасности. – 2009. – № 2. – С. 26–32.

6. Экспериментальное исследование и термодинамический анализ системы $U\text{-}UO^2$ / В.И. Альмяшев, С.В. Бешта, С.А. Витоль, В.В. Гусаров, Е.В. Крушинов, Д.Б. Лопух, А.П. Мартынов, В.Б. Хабенский // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2016. – № 3 (5). – С. 56–70.

7. Отработка технологии одностадийного остекловывания методом индукционной плавки в холодном тигле при низкой частоте тока / Е.В. Крушинов, Ю.Н. Анискевич, С.А. Витоль [и др.] // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: труды международной научно-технической конференции, Москва, 21–23 мая 2014 г. – С. 136–137.

8. Investigation of silver behavior in the glass melt and its effect on the IMCC conditions in an industrial-scale furnace during vitrification of HLLW simulants / A. Abashkin, I. Skrigan, E. Ivanov, A. Pleshakov, D. Lopukh, A. Vavilov, A. Martynov // MRS Advances. – 2020. – 5(1–2). – P. 83–92.

9. Incorporation of Noble Metals in High-Level Waste Borosilicate Glass: Focus on Vitrification Process Developments / Virginie Labe, Jean Francois Hollebecque [et al.] // WM2014 Conference, March 2–6, Phoenix, Arizona, USA. – 14067.

10. The Research and Development of Innovative Cold Crucible Induction Melter for Vitrification of High-Level Waste Containing Noble Metals / D. Lopukh, I. Skrigan, A. Vavilov, A. Martynov // in Proc. of the 2018 IEEE, ElConRusNW. – Saint Petersburg, 2018. – P. 481–488.

11. Инновационная индукционная печь с холодным тиглем для остекловывания высокоактивных отходов / Д.Б. Лопух, И.Н. Скриган, А.В. Вавилов [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2018. – Вып. 4(95). – С. 49–61.

12. Индукционная печь с холодным тиглем для остекловывания ВАО: Пат. 2091875 РФ. МПК G 21 F 9/16, F 27 B 14/06; № 2019145192 / Д.Б. Лопух, А.В. Вавилов, А.П. Мартынов [и др.]; Акционерное общество «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина». – Заявл. 25.12.2019; опубл. 02.12.2020. – 10 с.

13. VEK melter design and operation experience / W. Grunewald, G. Roth, W. Tobie, [et al.] // EM-30 Next Generation Melter Technology Workshop. Washington, D.C., U.S.A., March 3–5, 2010.

14. Радиационные характеристики боросиликатного стекла, содержащего высокоактивные отходы / А.С. Алой, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Н.В. Ковалев // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 3 (12). – С. 93–100.

ПРАВИЛА ПОДАЧИ МАТЕРИАЛОВ

для публикации в рецензируемом научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»

Все материалы, предназначенные для опубликования в рецензируемом научно-техническом сборнике, должны направляться авторами в электронном виде на адрес **foton@niti.ru** (с пометкой: в редакцию научно-технического сборника).

В комплект материалов, направляемых в редакцию Сборника, должны входить в электронном виде:

- **текст статьи**, оформленной в соответствии с установленными редколлегией Требованиями к оформлению и содержанию статей, публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»;
- **копии документов** о возможности открытого опубликования статьи в сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»;
- **«Лицензионный договор»**, заполненный и подписанный всеми соавторами.

Файлы с шаблоном лицензионного договора **(license_agreement.doc)** и требованиями к оформлению статей **(Требования к оформлению.doc)** размещены на сайте **www.niti.ru** в рубрике **«Научно-технический сборник»**.

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ И СОДЕРЖАНИЮ СТАТЕЙ,

публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»

Сборник публикует статьи и краткие сообщения о результатах теоретических и экспериментальных исследований и разработок, выполненных при создании, отработке и эксплуатации объектов с ЯЭУ на всём их жизненном цикле.

В Сборник принимаются статьи для опубликования основных результатов диссертационных работ на соискание ученых степеней доктора и кандидата наук, соответствующие тематике Сборника.

Все статьи, публикуемые в Сборнике, проходят рецензирование. Подготовка рецензий на поступающие для публикации в Сборнике статьи осуществляется независимыми рецензентами на условиях анонимности (для авторов).

Ответственный секретарь редколлегии Сборника организует процедуру рецензирования статей, а также взаимодействие между авторами и рецензентами в соответствии с «Положением об институте рецензирования статей научно-технического Сборника», утверждённым главным редактором и размещенным на интернет сайте **www.niti.ru** в рубрике **«Научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».**

После получения рецензии на статью редакция направляет автору перечень замечаний рецензента, которые должны быть учтены автором при подготовке окончательной версии статьи. После получения замечаний рецензента откорректированный автором вариант статьи направляется в редакцию Сборника в максимально короткие сроки (не более 14 календарных дней). Подготовленный и утвержденный к публикации вариант статьи редакция направляет автору для окончательного согласования.

Тематические рубрики научно-технического сборника

1. Стендовые испытания транспортных ЯЭУ.
2. Исследование динамики и создание технологий испытаний объектов с ЯЭУ.
3. Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ.
4. Технологии создания систем контроля и управления (СКУ) ЯЭУ.
5. Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования.
6. Исследование процессов при тяжёлых авариях на объектах атомной энергетики.
7. Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду.
8. Обеспечение экспериментальных исследований.
9. Дискуссионные вопросы развития атомной энергетики.
10. Информационные сообщения.

1. Условия опубликования статей

1.1 Представляемые для публикации статьи на русском языке должны обладать научно-практической актуальностью и новизной, содержать:

- **индекс универсальной десятичной классификации** для научных работ **(УДК)** приводится вместе с аббревиатурой УДК в верхнем левом углу первой страницы (классификационный индекс УДК должен подробно отражать тематику статьи);
- **заглавие** (название статьи на русском и английском языках, с указанием Фамилий, и инициалов авторов, наименований и адресов организаций, в которых выполнялась работа);
- **аннотацию** на русском и английском языках (краткое описание цели и задачи проведенного исследования, а также возможности практического применения полученных результатов, что поможет читателю быстрее уяснить суть обсуждаемой проблемы); объём аннотации — 5–10 предложений;
- **ключевые слова** на русском и английском языках (7–10 слов);
- **основной текст** (включая введение в тематику проблемы или постановку задачи, описание методики исследования или экспериментальной части, описание основных результатов исследования, полученных автором с характеристикой их новизны и научно-практической актуальности, выводы);
- **список литературы**, оформленный в соответствии с правилами оформления, представленными ниже.

1.2 Соответствовать правилам оформления.

2. Правила оформления статей

2.1 Научная статья должна иметь ограниченный объём (7–12) страниц формата А4 книжной ориентации, включая таблицы, иллюстрации и список литературы (статьи большего объёма могут быть приняты к публикации по согласованию с Редакцией).

2.2 При форматировании текста статей необходимо придерживаться следующих **требований по оформлению:**

- все поля — по 20 мм.;
- формат страницы — А4 (книжной ориентации);
- шрифт основного текста — Times New Roman, размер шрифта — 12 пт.;
- название статьи пишется полужирным шрифтом **(Строчные, как в предложениях)**, размер шрифта — 16 пт.;
- наименование подразделов статьи пишется полужирным шрифтом **(Строчные, как в предложениях)** размер шрифта — 14 пт.;
- межстрочный интервал — одинарный;
- обязателен отступ первой строки абзаца;
- выравнивание текста по ширине;
- автоматическая расстановка переносов включена;
- нумерация страниц отсутствует;
- рисунки и таблицы располагаются по тексту;
- в подписях к рисункам пишется «Рис.», при ссылке на рисунок в тексте — рис.
- таблицы должны иметь название и нумероваться в порядке упоминания их в тексте арабскими цифрами; название таблицы после номера таблицы; все графы в таблице должны иметь заголовки и разделяться вертикальными линиями, а цифровой материал должен четко соответствовать строкам; сокращения слов в таблицах не допускается; при наличии в тексте одной таблицы с заголовком слово Таблица не пишется, и таблица не нумеруется;
- формулы набираются в редакторе формул «MS Equation», ссылки на формулу приводятся в круглых скобках — (1);
- в качестве разделителя в десятичных дробях используется точка;
- расшифровка физической величины (и других обозначений, например, аббревиатур) должна приводиться при первом упоминании их в тексте;
- количество рисунков, включая их разбивку на подрисунки, не должно превышать 10–12 для оригинальной статьи, 3 — для краткого сообщения;
- авторам следует избегать повторения одних и тех же данных на рисунках, в таблицах и тексте;
- ссылки на литературу приводятся в квадратных скобках — [1];

2.3 При подготовке иллюстраций и графических файлов необходимо придерживаться следующих рекомендаций.

2.3.1 Иллюстрации не должны иметь разрешение ниже 150 dpi. Рекомендуемое разрешение:

– Halftones (color or grayscale) —300 dpi.

– Bitmap — 600–1200 dpi.

2.3.2 Иллюстрации не должны быть менее 6 см. по ширине (расположение на одну колонку) и более 17 см (на полосу).

2.3.3 Графики, диаграммы, схемы желательно готовить в векторных графических редакторах (CorelDRAW, Adobe Illustrator) и предоставлять в формате той программы, в которой они были выполнены (*.cdr, *.ai), или в формате *.eps. Для остальных иллюстраций желательны форматы *.tif, *.jpg.

2.3.4 Фотографии желательно предоставлять в двух вариантах. Первый — соответствующий оригиналу со всеми надписями и обозначениями; второй — чистый (без текста, обозначений и пр.). Желательный формат файлов (*.tif), (*.jpg).

2.4 В конце статьи помещается Список литературы. Библиографические записи в списке литературы оформляют согласно требованиями ГОСТ Р 7.0.100 –2018 и ГОСТ Р 7.05–2008.

2.5 Библиографические записи в списке литературы приводятся в той же последовательности, что и упоминаются в тексте статьи, или по алфавиту фамилий авторов, или первых слов заглавий документов (библиографические записи произведений авторов-однофамильцев располагают в алфавите их инициалов).

2.6 При наличии в списке литературы на других языках, кроме русского, образуется дополнительный алфавитный ряд.

2.7 Оформленные в соответствии с указанными выше правилами материалы статей пересылаются в редколлегию сборника в виде файла в формате «Microsoft Word». Размещаемые в статье рисунки (схемы, графики), фотографии прилагаются дополнительно в виде отдельных файлов формата *.tif, *.jpg. с требуемым разрешением.

2.8 Совместно с материалами статьи в редакцию авторами высылаются электронные копии документов о возможности открытого опубликования данных материалов в виде статьи в сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».

2.9 При возникновении вопросов по подаче материала и его оформлению следует обращаться в редакцию научно-технического сборника.

2.10 **Адрес редакции:** 188540 Сосновый Бор, Ленинградская область, Копорское шоссе д. 72, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», телефон: 8 (813-69) 6-01-43, факс: 8 (813-69) 2-36-72; **E-mail: foton@niti.ru** — с пометкой «В редакцию научно-технического сборника».

Выпускающий редактор: Крюков Ю.В.

Дизайн и вёрстка: Куликова Е.В.

Подписано в печать 27.04.2021. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая.
Формат 60×90/8. Усл.-печ. л.11,75. Заказ 41425. Тираж 100 экз.

Отпечатано в Типографии "Грейт Принт"
198095, Россия, Санкт-Петербург, ул. Швецова, д. 12, корп. 2, лит. А, пом. 6-Н, ком. 6
www.great-print.ru

Тел.: +7(812) 622-00-22