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 (19) 2020

Сосновый Бор
2020

ISSN 2414-5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

№ 1 (19) 2020

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.Р. Аксенов, (ответственный редактор), кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор.

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.

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

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

В.Н. Зимаков, 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.Б. Самойлов, доктор технических наук, АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

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, ЦФЯО 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», 2020

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 (19) 2020

Sosnovy Bor
2020

ISSN 2414-5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

Collection of papers. Periodical edition

№ 1 (19) 2020

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. R. Axenov, Publication Editor, Cand. Sc. (Engineering), Alexandrov Research Institute of Technology, Sosnovy Bor.

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.

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.

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

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

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

V. N. Zimakov, 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», 2020

Содержание

Выпуск № 1 (19) 2020

Предисловие 7

Информационные сообщения

Жизнь, посвященная атомной энергетике – поздравление редакционной коллегии Заслуженному деятелю науки Российской Федерации, доктору технических наук, профессору А.Я. Благовещенскому с 90-летием со дня рождения 9

Дискуссионные вопросы развития атомной энергетики

А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев

Перспективы реализации атомного теплоснабжения в России 13

Стендовые испытания транспортных ЯЭУ

О.Б. Самойлов, В.С. Кууль, Д.Г. Преображенский, О.А. Морозов, П.А. Бочаров

Опыт эксплуатации систем воздействия на реактивность стенда КВ-1 21

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

В.Г. Артемов, А.С. Иванов, П.А. Михеев, Н.С. Нерсесян

Подготовка и верификация модели для расчёта нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем 29

Ю.В. Юдов, С.Н. Румянцев, С.С. Чепилко, Д.С. Кастерин

Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания пробки конденсата при пуске циркуляционного насоса в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» 40

Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики

С.В. Бешта, Е.В. Крушинов, С.А. Витоль, В.Б. Хабенский, С.Ю. Котова, А.А. Сулацкий, В.И. Альмяшев, В.В. Гусаров, В.В. Безлепкин

Исследование выхода продуктов деления из расплава кориума 54

Информация для авторов

Правила подачи материалов в редакцию 74

Требования к оформлению и содержанию статей, публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» 75

CONTENTS

Issue № 1 (19) 2020

Introduction 7

Information messages

Life devoted to nuclear power – congratulations from the Editorial Board on the 90th birthday of Professor A.Ya. Blagoveshchensky, the Honored Scientist of the Russian Federation, Doctor of Science in Engineering 9

Debatable issues of nuclear power development

A.Ya. Blagoveshchensky, L.B. Gusev

Outlook of district heating nuclear power plants in Russia 13

Land testing of propulsion reactor prototype plants

O.B. Samoylov, V.S. Kuul, D.G.Preobrazhensky, O.A. Morozov, P.A. Bocharov

Operating experience of the systems affecting the reactivity of KV-1 facility 21

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

V.G. Artemov, A.S. Ivanov, P.A. Miheyev, N.S. Nersesian

Preparation and verification of a model for calculating the neutron characteristics of fast neutron spectrum gas cooled reactor cores 29

Yu.V. Yudov, S.N. Rumyantsev, S.S. Chepilko, D.S. Kasterin

KORSAR/CFD calculations of condensate plug mixing processes after start of circulation pump in VVER-1000 model at OKB “GIDROPRESS” test facility 40

Research of severe accidents in nuclear

S.V. Bechta, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, V.B. Khabensky, S.Yu. Kotova, A.A. Sulatsky, V.I. Almjashev, V.V. Gusarov, V.V. Bezlepkin

Study of fission products release from corium melt 54

Information for authors

Submission procedure 74

Requirements to papers submitted for publication in Collection of Papers «Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies» 75

Предисловие главного редактора

Предисловие

Chief editor’s foreword

В девятнадцатом 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 «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» поздравляют члена редакционной коллегии Заслуженного деятеля науки Российской Федерации, доктора технических наук, профессора А.Я. Благовещенского со славным юбилеем − 90-летием со дня рождения и публикуют биографический очерк «Жизнь, посвященная атомной энергетике» о жизни и научной деятельности юбиляра.

В рубрике **«Дискуссионные вопросы развития атомной энергетики»** вниманию читателей предлагается статья «Перспективы реализации атомного теплоснабжения в России», подготовленная с участием А.Я. Благовещенского и посвященная рассмотрению важного направления использования атомной энергии для решения задач бытового теплоснабжения.

В рубрике **«Стендовые испытания транспортных ЯЭУ»** публикуется статья «Опыт эксплуатации систем воздействия на реактивность стенда КВ-1» с результатами, подтверждающими высокую ресурсную надежность элементов системы управления и защиты реактора транспортной ЯЭУ. Отмечается, что результаты эксплуатации систем воздействия на реактивность, полученные за период эксплуатации стенда КВ-1, являются важной необходимой информацией для обоснования надежности систем воздействия на реактивность транспортных реакторов четвертого поколения.

В рубрике **«Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ»** публикуются статьи с результатами верификации расчётных кодов, разработанных для моделирования теплофизических процессов в реакторных установках с ВВЭР и нейтронно-физических процессов в реакторных установках с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем.

В статье «Подготовка и верификация модели для расчёта нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем» приведено описание и апробация нейтронно-физической модели, подготовленной с использованием комплекса программ САПФИР_РФ&RC, для расчёта малогабаритных быстрых реакторов с газовым теплоносителем. Представлены результаты верификации расчётной модели. Результаты верификационных расчётов продемонстрировали возможности применения комплекса программ САПФИР_РФ&RC для проведения расчётов реакторов с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем.

В статье «Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания пробки конденсата при пуске циркуляционного насоса в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» приведены данные о верификации расчётного кода КОРСАР/CFD по результатам экспериментов, моделирующих ситуации с поступлением в активную зону реактора ВВЭР-1000 пробки конденсата из гидрозатвора холодной нитки в случае возобновления циркуляции по одной петле. Представленные в статье результаты свидетельствуют об эффективности применения кода КОРСАР/CFD для моделирования влияния сложных пространственных течений теплоносителя в напорной камере на процессы перемешивания в режимах эксплуатации реактора типа ВВЭР с несимметричной работой петель теплообмена.

В рубрике **«Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики»** публикуется статья «Исследование выхода продуктов деления из расплава кориума». В статье представлены результаты экспериментов по исследованию влияния температуры и индекса окисленности расплава кориума на скорость выхода малолетучих продуктов деления. Результаты представленной в статье работы актуальны при оценке распределения продуктов деления в условиях тяжелых аварий на АЭС.

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

К юбилею А.Я. Благовещенского

Доктор технических наук, профессор А.Я.Благовещенский

12 апреля 2020 г. исполнилось 90 лет члену редакционной коллегии научно-технического сборника **«Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»**, известному учёному, признанному специалисту в области обеспечения надёжности, безопасности и живучести ядерных энергетических установок, заслуженному деятелю науки Российской Федерации, доктору технических наук, профессору **Анатолию Яковлевичу Благовещенскому**.

Анатолий Яковлевич по-прежнему находится в «боевом строю», он полон планов и желания принять участие в решении важнейших задач, стоящих перед атомной энергетикой, успешное развитие которой стало смыслом его жизни.

От имени редакционной коллегии и всего коллектива ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» сердечно поздравляем Анатолия Яковлевича со славным юбилеем, желаем крепкого здоровья и новых творческих успехов!

Life devoted to nuclear power

April 12, 2020 was the 90th birthday of Professor Anatoly Blagoveshchensky, a member of the editorial board of Collection of Papers «Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies», renowned scientist, acknowledged expert in the reliability, safety, and survivability of naval nuclear reactor plants, the Honored Scientist of the Russian Federation, Doctor of Science in Engineering.

Жизнь, посвященная атомной энергетике

Атомная отрасль с момента своего зарождения и до настоящего времени по всему широкому спектру решаемых задач как оборонной, так и социально-экономической направленности была и остаётся важнейшим научно-техническим направлением современной науки и техники, в котором за отечественными учёными и специалистами надёжно закреплён приоритет в решении ряда важнейших научно-технических задач.

Одним из признанных специалистов отрасли, посвятивших свою жизнь эффективному и безопасному развитию атомной энергетики, является Заслуженный деятель науки Российской Федерации, доктор технических наук, профессор Анатолий Яковлевич Благовещенский.

Анатолий Яковлевич родился в 1930-м году в семье скромных советских интеллигентов (его отец был конструктором советских ткацких станков, мать – учителем математики). Подростком он встретил войну и пережил её испытания вместе со страной. После окончания школы будущей специальностью была выбрана профессия военно-морского инженера. На выбор специальности оказали влияние как семейное окружение (инженерная профессия отца и рассказы деда о своей службе матросом на кораблях Черноморского флота), так и высокий престиж военной специальности у всех мальчишек военной поры.

В 1949 году Анатолий Благовещенский поступил в высшее военно-морское инженерное училище в городе Пушкин, которое окончил с золотой медалью. Как лучшему из выпускников ему была предложена престижная вакансия – стать оператором ЯЭУ первой советской атомной подводной лодки «Ленинский комсомол». Экипаж проходил подготовку в обстановке строжайшей секретности в городе Обнинск Калужской области, где находился крупнейший отечественный научный центр атомной энергетики и вступила в строй первая в стране (и мире) АЭС. До ввода в строй наземного аналога корабельной ЯЭУ практическую отработку по специальности будущие операторы проходили на пульте управления этой АЭС. Это обстоятельство дало право Анатолию Яковлевичу считать себя пионером освоения атомной энергетики, чем он гордится и поныне.

Проблемы со здоровьем, к сожалению, не позволили ему продолжить службу на корабле, но знания и особенно практические навыки управления реактором оказались востребованными. Начиная с 1956 по 1981 годы вся профессиональная деятельность Анатолия Яковлевича была связана с созданием и отработкой ЯЭУ для нескольких поколений кораблей ВМФ. Как молодого специалиста его направили в ведущий научный центр ВМФ – НИИ военного кораблестроения. Главной задачей НИИ было обеспечение высокого научно-технического уровня и качества работ, проводимых в рамках создания и поставки на флот новых образцов техники. Судьба распорядилась так, что Анатолий Яковлевич продолжил службу в военной приёмке в научно-исследовательском технологическом институте по отработке и испытаниям образцов корабельной энергетики (в настоящее время ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в городе Сосновый Бор). В должности руководителя военной приёмки в НИТИ он принимал непосредственное участие в формировании военного представительства и в испытаниях на наземных стендах-прототипах трёх принципиально различных транспортных ЯЭУ для кораблей военно-морского флота (с кипящим реактором, с реактором, охлаждаемым жидким металлом, и с реактором с водой под давлением). При этом Анатолий Яковлевич вёл работу по формированию идеологии использования наземных стендов, их технического облика, разработке программ испытаний и решению конкретных вопросов, возникавших как в ходе создания стендов, так и в процессе отработки на них прототипов корабельных ЯЭУ. Труд А.Я. Благовещенского на этом посту был отмечен высокой государственной наградой – орденом Трудового Красного Знамени.

Деятельность А.Я. Благовещенского в должностях от старшего военного представителя-руководителя до начальника военного представительства в НИТИ способствовала формированию и продвижению в жизнь его главной научной идеи, которая во многом определила круг его научных интересов. Это идея о разработке научно-технических основ для обеспечения «естественной циркуляции» теплоносителя (далее ЕЦТ) в активной зоне атомного реактора, наличие которой является одним из главных факторов многократного повышения надёжности, безопасности и живучести ядерных энергетических установок.

А.Я. Благовещенский оказался как раз тем учёным и специалистом, который обосновал и продемонстрировал научно-техническому сообществу всю «важность» ЕЦТ, особенно для транспортной энергетики, и с присущими ему энтузиазмом и энергией трудился над практической реализацией этой идеи. Теоретическая разработка аспектов по реализации ЕЦТ была им осуществлена в кандидатской диссертации, успешно защищённой в 1963 году. Но доказать практическую ценность этой идеи могли только эксперименты, проведенные на натурной транспортной ЯЭУ. И Анатолию Яковлевичу удалось получить разрешение на проведение натурных испытаний, хотя для этого готовящийся к сдаче флоту современный боевой корабль пришлось на какое-то время задержать на заводе, да ещё внести изменения в конструкцию реактора! И все же требуемые испытания были проведены и закончились успешно. На основе

результатов испытаний, стало возможным вносить в конструкцию установок и в режим их работы такие изменения, которые, благодаря использованию режима с ЕЦТ, многократно повышали надежность корабельных ЯЭУ при тяжёлой аварии.

Дальнейшие исследования, проводимые по данной тематике, нашли своё отражение в докторской диссертации на тему «Естественная циркуляция теплоносителя первого контура и её роль в обеспечении безопасности корабельных ЯЭУ и расширении их эксплуатационных возможностей», которую А.Я. Благовещенский успешно защитил в 1974 году. Впоследствии, под руководством А.Я. Благовещенского сформировалась научная школа по исследованию ЕЦТ в ЯЭУ, добившаяся значительных успехов. Результаты научных исследований, положенные в основу требований ВМФ к проектированию новых ЯЭУ в части использования ЕЦТ, реализованы на практике. Они позволили на новых поколениях кораблей не только решить проблему аварийного расхолаживания, но и обеспечить придание кораблям новых тактических качеств (реализовать ходовые режимы при неработающих циркуляционных насосах). Дальнейшее улучшение конструкции корабельных реакторов привело к тому, что в настоящее время они могут работать при остановленных циркуляционных насосах, обеспечивая до 30 % номинальной мощности.

В годы службы в ВМФ опыт и знания Анатолия Яковлевича, как авторитетного специалиста по отработке транспортных ЯЭУ, были неоднократно востребованы при принятии решений в возникавших критических ситуациях. Он участвовал в ликвидации ядерной аварии (неконтролируемый разгон реактора) на опытной ЯЭУ с кипящим реактором и разработке научных рекомендаций по модернизации ЯЭУ данного типа, давших положительные результаты.

В 1980 году, в связи с появлением аномалий в работе реакторной установки одного борта головного атомного ракетного крейсера «Киров» в период его сдачи, А.Я. Благовещенский был привлечён к работе Правительственной Комиссии по его приёмке и к участию в перегоне крейсера с Балтики на Северный флот. Основываясь на опыте отработки ЯЭУ данного типа на наземном стенде-прототипе в НИТИ, Анатолий Яковлевич сумел убедить руководство Правительственной Комиссии в отсутствии принципиальных недоработок реакторной установки крейсера (что полностью подтвердилось при дальнейшем анализе и проверке причин «аномальной» работы реактора) и в необходимости продолжения его дальнейших испытаний в море [*1*].

В 1981 году после увольнения в запас из рядов ВМФ в звании «капитан первого ранга» А.Я. Благовещенский продолжил активную научную и преподавательскую деятельность в качестве профессора кафедры котлостроения Ленинградского политехнического института. Под его руководством на кафедре началась подготовка специалистов по новой специальности «Котло- и реакторостроение».

Занимаясь тематикой обеспечения надёжности и безопасности реакторов для энергоблоков АЭС, А.Я. Благовещенский обратил внимание на то, что ряд вопросов, касающихся надёжного охлаждения аварийного реактора, рассматриваются без учёта всё той же ЕЦТ и, что отечественные энергоблоки АЭС с водо-водяными реакторами (ВВЭР) обладают большими потенциальными возможностями для использования режима ЕЦТ. Выполненные под руководством А.Я. Благовещенского комплексные исследования составили основу концепции использования

Сноска: 1

Благовещенский А.Я. Роль результатов испытаний ЯЭУ стенда КВ-1 в процессе приемки в состав ВМФ головного тяжелого атомного ракетного крейсера «Киров» / А.Я. Благовещенский // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно-технический сборник. – 2019. – № 2 (16). – С. 101—106.

ЕЦТ при работе реакторной установки с ВВЭР-1000 (1200). Этот режим крайне важен для сохранения работоспособности энергоблока при аварии с полным обесточиванием. Выполненные под руководством А.Я. Благовещенского исследования показали, что применительно к реакторам ВВЭР-1000 при естественной циркуляции теплоносителя в «безопасном» режиме работы можно достичь мощности, равной 30 % от номинального уровня.

Работая в Санкт-Петербургском Государственном Политехническом университете, А.Я. Благовещенский был удостоен звания почетного профессора СПбГПУ, правительственной награды – Ордена Почета и почетного звания «Заслуженный деятель науки Российской Федерации».

За большой вклад в развитие атомной энергетики Анатолий Яковлевич награждён серебряной и золотой медалью «Концерна Росэнергоатом» – «За заслуги в повышении безопасности атомных станций».

С 2017 года А.Я. Благовещенский является профессором Санкт-Петербургского военно-морского политехнического института ВУНЦ-ВМФ «Военно-морская академия», продолжая активную научную деятельность и передавая курсантам бесценный опыт и знания учёного и специалиста, принявшего на себя ответственность за судьбу атомной энергетики страны. Пожелаем ему успеха и, конечно же, доброго здоровья, чтобы хватило сил продолжать дело, которому он верен всю жизнь!

Публикуя в данном выпуске статью А.Я. Благовещенского и Л.Б. Гусева **«Перспективы реализации атомного теплоснабжения в России»**, редакция рассчитывает привлечь внимание читателей к одной из нерешенных проблем развития атомной энергетики – использование атомной энергии для решения вопросов бытового теплоснабжения, перспективы решения которой рассмотрены А.Я. Благовещенским.

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

генеральный директор ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»,

В. А. Василенко

УДК 621.039:658.264

Перспективы реализации атомного теплоснабжения в России

А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев

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

Аннотация

Статья посвящена рассмотрению важного направления использования атомной энергии для решения вопросов бытового теплоснабжения. Отражена ретроспектива данного направления от «доперестроечного» периода в СССР, когда была построена и доведена до состояния готовности к пуску атомная станция теплоснабжения проекта АСТ-500, до наших дней, когда эти объекты практически разрушены и работы по данному направлению прекращены. Авторы обращают внимание читателей, что целесообразность возрождения неэлектрогенерирующего направления атомной энергетики и его дальнейшего развития отмечается в принятой в 2018 году Госкорпорацией «Росатом» стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и на период до 2100 года.

Ключевые слова: реактор, атомное теплоснабжение, интегральная компоновка, естественная циркуляция теплоносителя, тяговые трубы, самопрофилирование расхода теплоносителя.

UDC 621.039:658.264

Outlook of district heating nuclear power plants in Russia

A.Ya. Blagoveshchensky, L.B. Gusev

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

Abstract

The paper addresses the problem of utilizing nuclear power for district heating applications. The authors describe the history of nuclear district heating development in Russia beginning from the «pre-Perestroika years», when the AST-500 nuclear heating plant was built and ready for startup, and up to the present day, when this plant is almost fallen to the ground and all work on nuclear-fueled district heating schemes is stopped. The paper presents data in support of the concept for using district heating nuclear power plants. In 2018, the Rosatom State Atomic Energy Corporation approved a long-term strategy for nuclear power development in Russia to year 2050 and up to year 2100, where the necessity of renewing activities on non-electric applications for nuclear power is mentioned.

Key words: reactor, nuclear-fueled district heating, integral layout, natural circulation of coolant, riser pipes, coolant flow self-profiling.

Введение

Атомная отрасль нашей страны с момента ее появления и до момента распада СССР была по всему широкому спектру решаемых задач как оборонной, так и народно-хозяйственной направленности, самой высокотехнологичной и образцово-организованной. Активное наращи-

вание мощностей серийных энергоблоков АЭС было обусловлено ростом энергопотребления развивающейся промышленности и других отраслей (транспорт, сельское хозяйство, градостроение, коммунальные нужды и др.) и не было избыточным.

Успехи отрасли опирались на блестящее научное руководство, возглавляемое всемирно известным ученым И.В. Курчатовым, а затем А.П. Александровым, на созданную в стране для всего ядерно-топливного цикла сеть специализированных предприятий (НИИ, конструкторские и проектные бюро, заводы, комбинаты, экспериментальные и испытательные комплексы и др.). Существовала и была отлажена четкая система взаимодействия с научно-техническими структурами Заказчика, которая обеспечивала консолидацию усилий в решении общих важнейших задач.

Не углубляясь в описание взаимодействия и успешной работы предприятий атомной отрасли того времени, в качестве примера можно привести высокую степень результативности сотрудничества 1 ЦНИИ МО (военного кораблестроения) с предприятиями – Главными конструкторами реакторных установок (РУ) и атомных подводных лодок, а также с Научно-Исследовательским Технологическим Институтом (ныне НИТИ им. А.П. Александрова), занимающимся натурной отработкой перспективных транспортных ЯЭУ.

Период, который с чьей-то «нелегкой» руки часто называют застойным, на самом деле был временем творческого расцвета науки, обоснования и реализации новейших ядерно-энергетических технологий, сделавших страну лидером в широком спектре решаемых задач на базе нового вида энергии. В частности, это относится к неэлектрогенерирующим направлениям использования атомной энергии таким, как высокопотенциальное тепло (на базе высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов – ВТГР) для специальной чистой металлургии, опреснение морской воды, создание атомных станций теплоснабжения (АСТ), предназначенных для генерации тепловой энергии, обеспечения горячего водоснабжения и отопления жилых и промышленных объектов.

С наступлением периода «перестройки» и вбрасыванием в омут рынка всего народного хозяйства (сейчас это понятие не используется и заменено термином «экономика») пострадали все ведущие отрасли страны, включая атомную, применительно к которой наиболее разрушительно (и даже криминально) выглядит атомное теплоснабжение.

Об атомном теплоснабжении вчера, сегодня, завтра

Идея обеспечения бытового теплоснабжения на базе использования ядерной энергии сформировалась в 60—70-е годы прошлого столетия. Практическое использование для нужд теплоснабжения разветвленной сети маломощных, разнотипных, подчас существенно изношенных внутрирайонных котельных связано со значительными выбросами вредных примесей (окислов серы и азота) и тепла в окружающую среду, со сложностью управления этой системой коммунального хозяйства и с трудностями сохранения бесперебойного теплоснабжения в экстремальных погодных условиях. Проведенные проектно-исследовательские и конструкторские проработки создания систем атомного теплоснабжения с получением низкопотенциального тепла подтвердили его перспективность и преимущества по сравнению с созданием АТЭЦ, в которых исходным является процесс получения высокопотенциального тепла. Преимущества нового вида бытового теплоснабжения опирались на его экологическую чистоту, экономические преимущества и высокий уровень управляемости всем технологическим процессом в условиях крупных городских жилищных массивов. Перед Минсредмашем и Минэнерго СССР была поставлена задача спроектировать атомную станцию теплоснабжения (АСТ) с гарантированной безопасностью для размещения вблизи крупных городов.

Разработка РУ была поручена ОКБМ (ныне АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород), а проектирование АСТ в целом – Горьковскому отделению Института «Теплоэлектропроект», ныне Институт АО «Атомэнергопроект» (АЭП). Выбор ОКБМ был не случаен, предприятие зарекомендовало себя крупными успехами, достигнутыми при создании корабельных и судовых РУ, превосходящих по своим характеристикам зарубежные образцы.

В 1978 году технический проект РУ и всего комплекса АСТ был закончен. Станция получила название АСТ-500, так как состояла из 2-х энергоблоков, каждый тепловой мощностью 500 МВт.

Всего до начала 1990 года в СССР в стадии строительства находилось четыре энергоблока с реакторными установками АСТ-500. Два блока Горьковской АСТ строились в нескольких километрах от городской черты Нижнего Новгорода (до 1990 года г. Горький). Ещё два блока Воронежской АСТ возводились в Воронежской области.

По прошествии стольких лет не может не вызывать восхищение комплекс технических решений, обеспечивающих надежность, безопасность и живучесть АСТ-500 и всей системы в целом. Характеристики этого уникального проекта отражены в ряде публикаций; наиболее ценной представляется его авторская интерпретация непосредственными разработчиками [1].

Без глубокой детализации можно отметить следующие основные характеристики проекта РУ АСТ-500 (рис. 1):

- в максимальной степени используется опыт создания РУ с ВВЭР для стационарной и транспортной ядерной энергетики;
- в реакторе циркулирует вода, являющаяся теплоносителем первого контура, применение естественной циркуляции теплоносителя в корпусе РУ исключает сложные и опасные для активной зоны динамические режимы, характерные для всех РУ с принудительной циркуляцией теплоносителя;
- низкое давление в первом контуре (2 МПа) – это практически на порядок ниже, чем в других РУ с ВВЭР и, соответственно, низкая температура однофазного водяного теплоносителя на выходе из активной зоны (206 °С);
- низкая энергонапряжённость активной зоны (~20 кВт/литр);
- простейшая схема первого контура, в которой отсутствуют главные циркуляционные насосы (ГЦН), с обеспечением всережимной естественной циркуляции однофазного теплоносителя (ЕЦТ);
- реализована интегральная моноблочная (МБУ) компоновка оборудования первого контура, в которой активная зона, секции теплообменника первого – второго контура, компенсатор давления (КД) размещены в одном корпусе цилиндрической формы, это решение позволило исключить трубопроводы большого диаметра, опасные с точки зрения разрывов;
- наличие второго прочного (страховочного) корпуса вокруг реактора, создание которого упрощалось благоприятной компоновкой МБУ, не имеющей внешних трубопроводов первого контура;
- размещение реактора во втором прочном (страховочном) корпусе позволяет, в случае разгерметизации основного корпуса реактора, сохранить активную зону под уровнем воды и исключить плавление топлива, обеспечивая надёжную локализацию радиоактивности в минимальном объёме;

– наличие тяговых труб над тепловыделяющими сборками (ТВС) активной зоны, обеспечивающих самопрофилирование расхода теплоносителя в активной зоне (его перераспределение в соответствии с тепловой мощностью ТВС);

– перезагрузка топлива в реакторе производится 1 раз в 2 года;

– использование пассивных систем отвода тепла при аварийном расхолаживании реактора и др.

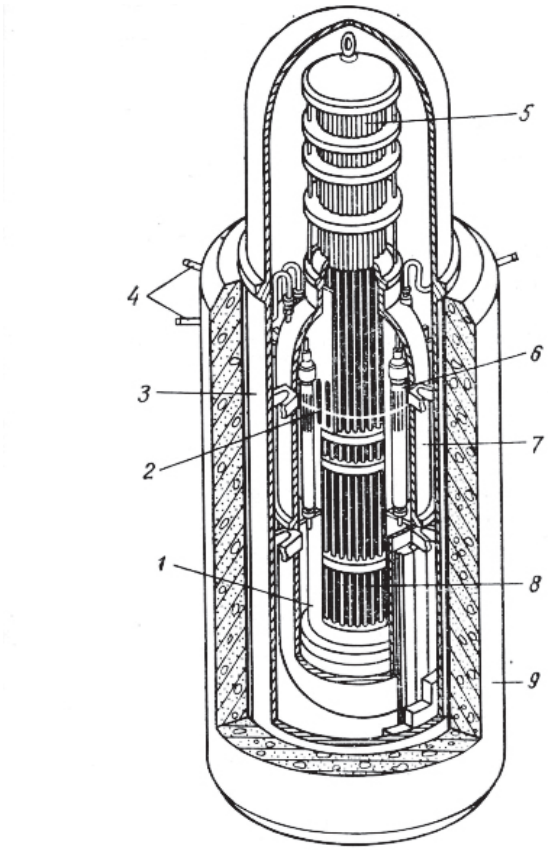

Рис. 1. Кипящий ядерный реактор водо-водяного типа АСТ-500:

1 – шахта контура естественной циркуляции; 2 – уровень воды первого контура;
3 – второй прочный (страховочный) корпус; 4 – трубопроводы второго контура;
5 – приводы СУЗ; 6 – встроенные теплообменники второго контура, выполненные из нержавеющей стали;
7 – корпус реактора с плакирующей наплавкой из нержавеющей стали; 8 – активная зона, набранная из
121 шестигранной кассеты; 9 – железобетонная шахта.

В проекте АСТ-500 не было никаких «белых пятен» – все технические решения имели надёжные обоснования как расчётного, так и экспериментального характера, включая опыт натурных испытаний. Отмеченное качество проекта подтверждается следующими основными моментами:

– используемые при компоновке активной зоны стерженьковые твэлы 13.6×0.9 мм с оболочкой из циркониевого сплава с ниобием давно освоены отечественной промышленностью и широко используется в реакторах РБМК-1000;

– интегральная компоновка РУ с всережимной ЕЦТ, с высокими параметрами теплоносителя первого контура для ЯЭУ была отработана и всесторонне испытана на наземном

стенде-прототипе в НИТИ им. А.П. Александрова, эти испытания сочетались с глубоким исследованием теплогидродинамики, теплофизики активной зоны, особенностей работы принципиально нового типа КД, использующего подкрышечный объём реактора и др., т.е. применительно к более сложным условиям эксплуатации, чем в АСТ-500;

– исследованиями гидродинамической стабильности активной зоны при частичном кипении теплоносителя, выполненными на специально созданном экспериментальном стенде в ЦКТИ им. И.И. Ползунова по договору с ОКБМ, были выявлены резервы повышения мощности АСТ-500 при сохранении принятых конструктивных решений и др.

В 1989 году при участии МАГАТЭ была проведена оценка безопасности проекта АСТ-500 и самой Горьковской атомной станции. Экспертиза МАГАТЭ подтвердила полную безопасность атомной станции для города [3].

К сожалению, сейчас, когда энергетические приоритеты в стране акцентированы в сторону нефти и газа, стали забывать об экономических преимуществах атомных энергоблоков, в которых бóльшие капитальные затраты перекрываются стоимостными преимуществами топливной составляющей. В этой связи уместно вспомнить интервью крупного ученого и признанного специалиста в области надёжности и безопасности ядерной энергетики В.А. Сидоренко [2], цитирующего А.П. Александрова дословно: «атомное тепло будет в 2 раза дешевле, чем то, которое дают котельные на органическом топливе».

В проекте АСТ-500 передача тепла к бытовому потребителю осуществлялась по трёхконтурной схеме: первый, второй (промежуточный) и третий (сетевой). Принятая схема (рис. 2) полностью исключает появление радиоактивности в сетевом контуре при возникновении неплотности в теплообменнике, благодаря распределению давления по контурам: в первом – 2 МПа, во втором – 1.2 МПа, в сетевом – 2 МПа. Весь предусмотренный комплекс мер по обеспечению безопасности допускал размещение АСТ-500 вблизи города (около 5 км).

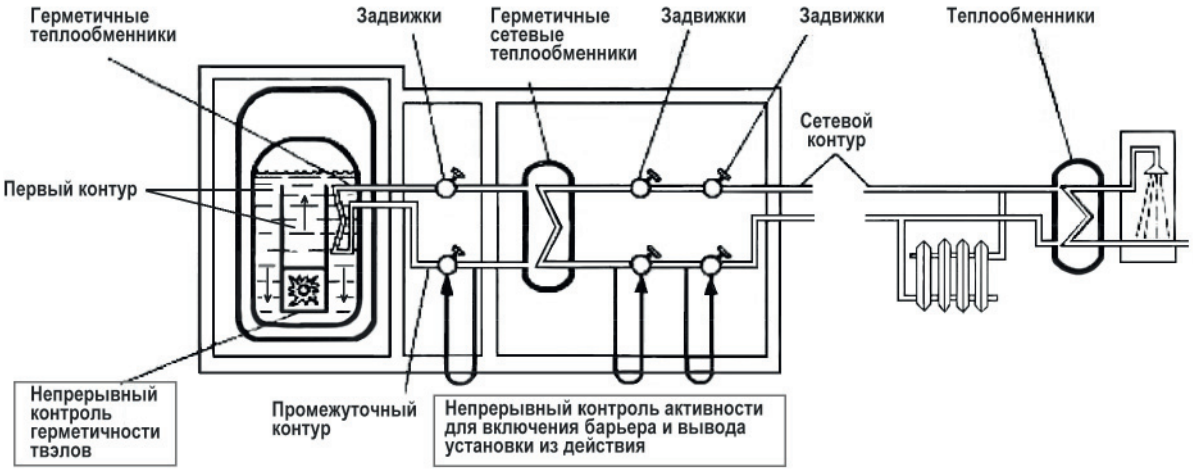

Рис. 2. Трёхконтурная схема передачи тепла от АСТ-500 к бытовому потребителю:

первый контур полностью герметичен и находится внутри корпуса реактора, циркуляция теплоносителя по контуру естественная;

второй (промежуточный) контур герметичен, циркуляция по контуру принудительная при нормальной работе и естественная в аварийных режимах (контур включает в себя паровой компенсатор с предохранительным устройством);

в третьем контуре (сетевом) давление выше, чем во втором.

По результатам рассмотрения законченного в 1978 году технического проекта в мае 1979 года было принято Постановление Правительства СССР о сооружении двух типовых АСТ-500 в г. Горьком (ГАСТ) и в Воронеже (ВАСТ), строительство которых было начато в 1982 и в 1983 годах. соответственно. Работы шли успешно, лидировала ГАСТ, которая к концу 80-х годов была укомплектована эксплуатационным персоналом и практически была в состоянии готовности к загрузке активной зоны.

Авторам представилась возможность именно в этот период посетить ГАСТ, ознакомиться с активной и, правильно будет сказать, патриотичной деятельностью участников работ в преддверии прорыва в новое важное для страны направление использования атомной энергии. ГАСТ могла обеспечить экологически чистым теплом третью часть города с двухмиллионным населением. ВАСТ к тому времени имела готовность более чем на 50 %. Планы в стране были грандиозные, намечалось строительство ещё 30—35 АСТ для крупных жилищных комплексов.

Но вскоре всё изменилось. Наступали «лихие 90-е» с распадом страны, морали, управляющих организационных основ народного хозяйства, с переделом собственности и проникновением во властные структуры любыми способами сторонников этого губительного процесса. Под бульдозер мрачной истории попало многое, чем страна могла гордиться, в том числе и АСТ-500.

Известный политик (правильнее – «политикан») Б. Немцов, опираясь на послечернобыльский страх и неосведомленность населения, начертал первым пунктом своей предвыборной программы (в плакате на стене Нижегородского кремля) на последних выборах в Верховный Совет РСФСР в марте 1990 года «Не допустить ввода в действие ГАСТ!». Благодаря этому «псевдорадению» о нуждах людей Б. Немцов был избран депутатом и начал «победное шествие» по высоким должностям Горьковской (с 1992 г. – Нижегородской) области и на Федеральном уровне: с декабря 1991 г. – Губернатор, с 1997-го Министр топлива и энергетики, выполняя данное избирателям обещание. Попытки защитить АСТ-500 через прессу не увенчались успехом. Видимо, было сформировано такое мощное «анти-АСТное» лобби, что газета «Горьковская Правда» не приняла к печати нашу статью.

В итоге сегодня мы имеем на практике в Нижнем Новгороде физически разрушенное высокотехнологичное пионерское предприятие – ГАСТ (рис. 3), помещения которого используются для производства алкогольной продукции и сдаются в аренду, в Воронеже – обреченную на разрушение, считающуюся законсервированной, ВАСТ (рис. 4) и прекращение работ данного направления в структурах Госкорпорации «Росатом».

А что же будет завтра?!

К концу 2018 года Госкорпорацией «Росатом» были приняты основные положения стратегии развития атомной энергетики России до 2050 года и на период до 2100 года [4].

В определенной степени вызывает удовлетворение тот факт, что в «Атомной стратегии-2018» отмечается необходимость развития неэлектрогенерирующих направлений атомной энергетики, в число которых входит и атомное теплоснабжение. В то же время очевидно, что простого упоминания этого направления в важном отраслевом документе совершенно недостаточно для его реализации на практике. В связи с важностью и масштабностью задачи требуется работа по переводу перспективы атомного теплоснабжения из отраслевой стратегии в Федеральную категорию. Объективно все условия для этого есть. Несмотря на потерянные полвека, предложенные технические решения и выполненное ранее научно-техническое обоснование не потеряли своей актуальности и значимости.

Напрашивается серьезный упрек в адрес экономистов, которые находятся во власти стремления получения максимальной прибыли в самые сжатые сроки и не могут (или не хотят) оценивать ущерб, наносимый государству, от невостребованности положительных результатов выполненных работ, направленных на мировое лидерство в сфере высоких технологий. Если переходить от чисто «лозунговой категории» по рассматриваемой теме к практическим делам, то требуется, как и ранее, решение Высших Органов Власти с конкретными поручениями участникам работ, деятельность которых будет проходить под контролем Государства.

а *б*

Рис. 3. Горьковская атомная станция теплоснабжения (ГАСТ):

а – вид ГАСТ (2007 год); ***б*** – на территории ГАСТ (2009 год).

а *б*

Рис. 4. Воронежская атомная станция теплоснабжения (ВАСТ):

а – вид ВАСТ (2015 год); ***б*** – законсервированное оборудование ВАСТ (2017 год).

По мнению авторов, в настоящее время сам проект АСТ-500 в каких-то серьезных доработках не нуждается. В свете имеющихся в отрасли достижений по увеличению глубины выгорания ядерного топлива можно ориентироваться на рост кампании активной зоны (в проекте АСТ-500 предусмотрено проведение перегрузки активной зоны один раз в 2 года).

Таким оптимистичным хотелось бы видеть сценарий возрождения и развития атомного теплоснабжения в России.

Заключение

1. Важность реализации атомного теплоснабжения в России не вызывает сомнений и подтверждается «Атомной стратегией-2018», принятой Госкорпорацией «Росатом».
2. По рассматриваемому направлению развития отечественной атомной энергетики, которое с большой вероятностью будет иметь и экспортную составляющую, имеются готовые качественные проектно-конструкторские решения, подкрепленные необходимыми экспериментами и натурными испытаниями. Их практическая невостребованность существенно тормозит развитие важнейших высоких технологий.
3. Важнейшее значение имеет формирование здорового, научно обоснованного общественного мнения. Представляется целесообразным наряду с аргументированной демонстрацией безопасности АСТ заинтересовывать население снижением стоимости отопления жилья, которая является определяющей на фоне других услуг ЖКХ.
4. В организационном плане реализация отечественного атомного теплоснабжения носит проблемный характер, так как потребует от «Росатома» активной деятельности по формированию поддержки со стороны Высших Органов Государственной Власти для преодоления сопротивления магнатов органических энергоносителей. В этой связи также необходима подготовка со стороны Госкорпорации «Росатом» соответствующих предложений по вопросу развития атомного теплоснабжения в России для обсуждения их на федеральном уровне.

Литература

1. Реакторная установка атомной станции теплоснабжения / Ф.М. Митенков, В.С. Кууль, О.Б. Самойлов [и др.] // Атомная энергия. — 1985.— Т. 58, Вып. 5.
2. *Сидоренко В.А.* Атомные станции теплоснабжения (АСТ) // Наука и жизнь.— 1981.—№ 1.
3. История создания атомных станций теплоснабжения в крупных городах. Сегодняшние реалии: обзор по материалам СМИ // Новости теплоснабжения. – 2011. – № 2(126). URL: http://www.ntsn.ru/2_2011.html.
4. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года: одобрено решением президиума НТС ГК «Росатом» 26 декабря 2018 г. – М., 62 с.

УДК 621.039.56

Опыт эксплуатации систем воздействия на реактивность стенда КВ-1

О.Б. Самойлов, В.С. Кууль, Д.Г. Преображенский, О.А. Морозов, П.А. Бочаров

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия

Аннотация

В статье представлен анализ опыта эксплуатации систем воздействия на реактивность стенда ядерной энергетической установки стенда-прототипа КВ-1. Показаны основные конструктивные и функциональные решения систем компенсирующих групп и аварийной защиты. Календарный срок службы составил свыше сорока лет, достигнутые ресурсные характеристики оборудования представляют уникальную содержательную базу данных для обоснования систем воздействия на реактивность транспортных реакторов.

Ключевые слова: стенд КВ-1, компенсирующая группа, аварийная защита, поглощающие элементы, межканальное пространство, направляющая трубка, стержень КГ, стержень АЗ, гильза АЗ.

УДК 621.039.56

Operating experience of the systems affecting the reactivity of KV-1 facility

O.B. Samoylov, V.S. Kuul, D.G.Preobrazhensky, O.A. Morozov, P.A. Bocharov

JSC Afrikantov OKBM, Nizhny Novgorod, Russia

Abstract

The Article presents the analysis of the operating experience of the systems affecting the reactivity of the KV-1 prototype facility. The basic structural and functional solutions of CG and EP systems are shown. The calendar service was more than forty years, the reached service life characteristics of the equipment present the unique substantial database for justification of the systems affecting the reactivity of the transport reactors.

Key words: KV-1 facility, compensating group, the emergency protection, absorbing elements, the interchannel space, guiding tube, CG rod, EP rod, EP thimble.

Введение

Одними из важных элементов системы управления и защиты реактора являются системы воздействия на реактивность – аварийная защита (АЗ) и компенсирующие группы (КГ), которые построены на основе принципов независимости, разнообразия и резервирования, а также обеспечения принципа единичного отказа. Системы воздействия на реактивность активной зоны ядерной энергетической установки стенда КВ-1, хотя и разрабатывались в начале 70-х годов прошлого века, удовлетворяют и в настоящее время принятым требованиям к системам безопасности [1].

Система аварийной защиты обеспечивает останов реактора, перевод и поддержание его в подкритическом состоянии при нарушении нормальной эксплуатации. Стержни АЗ

принадлежат к наиболее ответственным ее элементам, обеспечивающим ядерную безопасность.

Система компенсации изменения реактивности обеспечивает компенсацию температурно-мощностного эффекта реактивности при разогреве, подъеме и снижении мощности реактора, а также компенсацию потери реактивности, обусловленную выгоранием топлива. По сигналам аварийной защиты стержни КГ вводятся в активную зону с помощью электродвигателя или «самоходом» под собственным весом и обеспечивают подкритическое состояние реактора.

Компенсирующие группы

Разработанная система КГ интегрирована в блок выемной соответствующей конструкции. Блок выемной с плитами и решетками КГ выполняет роль опоры для тепловыделяющих сборок (ТВС) активной зоны и КГ. Внутри выемного блока размещены три управляющие (компенсирующие) группы (рис. 1): центральная (ЦКГ), средняя, состоящая из двух половин (СКГ-1 и СКГ-2), периферийная, состоящая также из двух половин (ПКГ-1 и ПКГ-2).

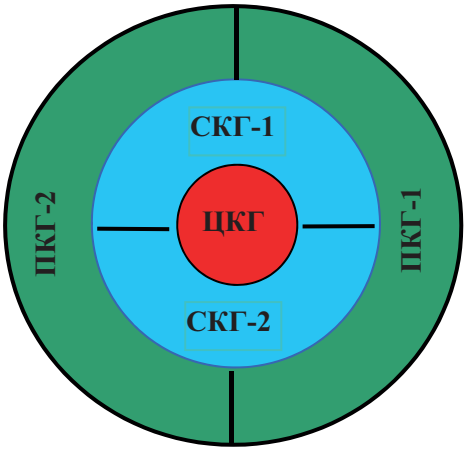

Рис.1. Принципиальная схема размещения компенсирующих групп
в активной зоне реактора стенда КВ-1

Компенсирующие органы представляют из себя набор поглощающих стержней, перемещающихся в направляющих циркониевых трубках с помощью приводов системы управления и защиты (СУЗ).

В стержнях КГ используются расположенные по высоте поглотители, основанные на (n, γ) реакции и боросодержащие (n, α) поглотители [2].

Стержни-поглотители нейтронов шарнирно подвешены к нижней плите КГ. Стержни размещены в межканальном пространстве (МКП) в направляющих трубках (рис. 2). На входе в направляющие трубки имеются отверстия для прохода теплоносителя, охлаждающего стержни. Общий вид расположения поглощающих стержней КГ в направляющих трубках в выемном блоке представлен на рис. 3.

Для системы КГ принят скоростной режим, соответствующий требованиям ядерной безопасности как при непрерывном, так и при пошаговом перемещении (от электродвигателя). Система КГ обеспечивает также «самоход» при обесточивании привода.

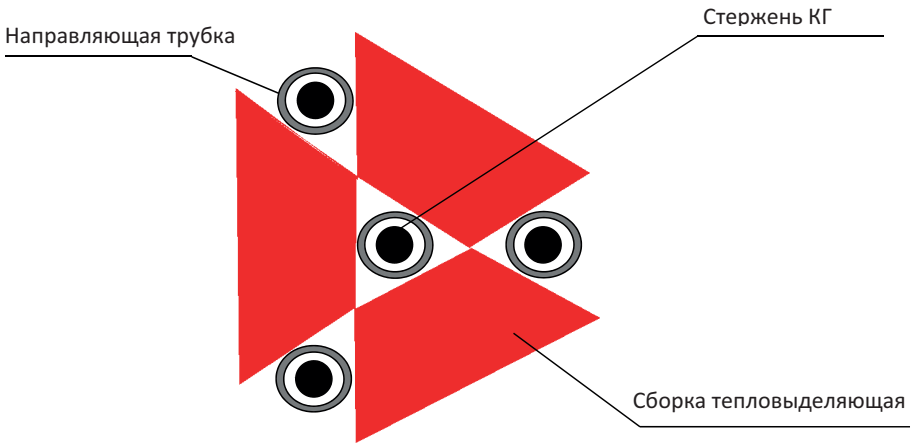

Рис. 2. Схема расположения стержней КГ в направляющих трубках в МКП

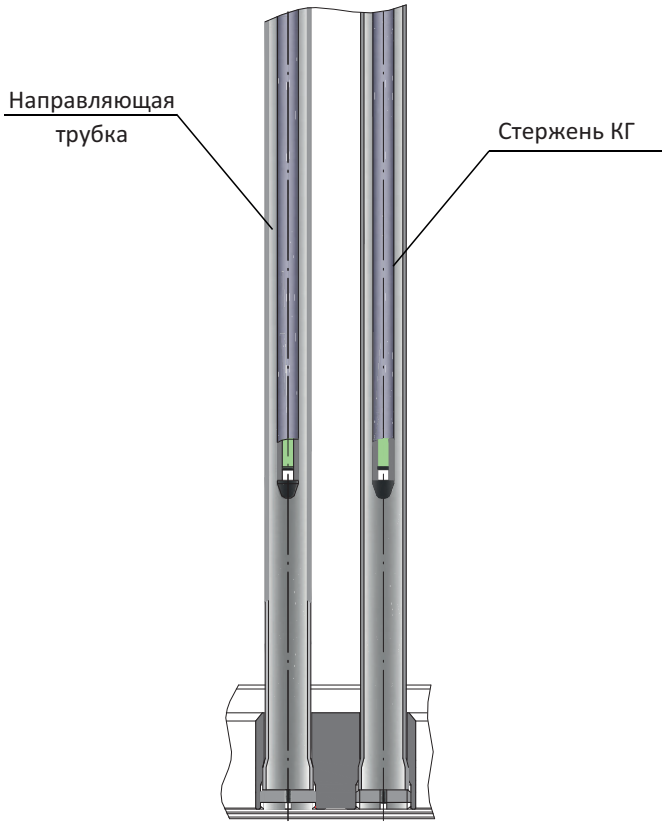

Рис. 3. Общий вид расположения стержней КГ в направляющих трубках

Стержни аварийной защиты

Стержни АЗ работают на первом, наиболее ответственном этапе перевода активной зоны в подкритическое состояние, определяя в значительной мере качество аварийной защиты. Их ввод должен осуществляться с максимальной скоростью. Быстрый ввод стержней в активную зону обеспечивается как механизмом движения (сброс стержней с дополнительным импульсом разгонной пружины привода), так и конструктивными решениями, обеспечивающими беспрепятственное перемещение стержней внутри специальных «сухих» гильз.

Стержни АЗ перемещаются в тепловыделяющих сборках специальной конструкции (ТВС под стержень АЗ), в которых вместо центральных твэлов расположен шестигранный центральный вытеснитель (ЦВ). Внутри центрального вытеснителя размещается гильза под стержень АЗ и сам стержень с поглощающим материалом (рис. 4).

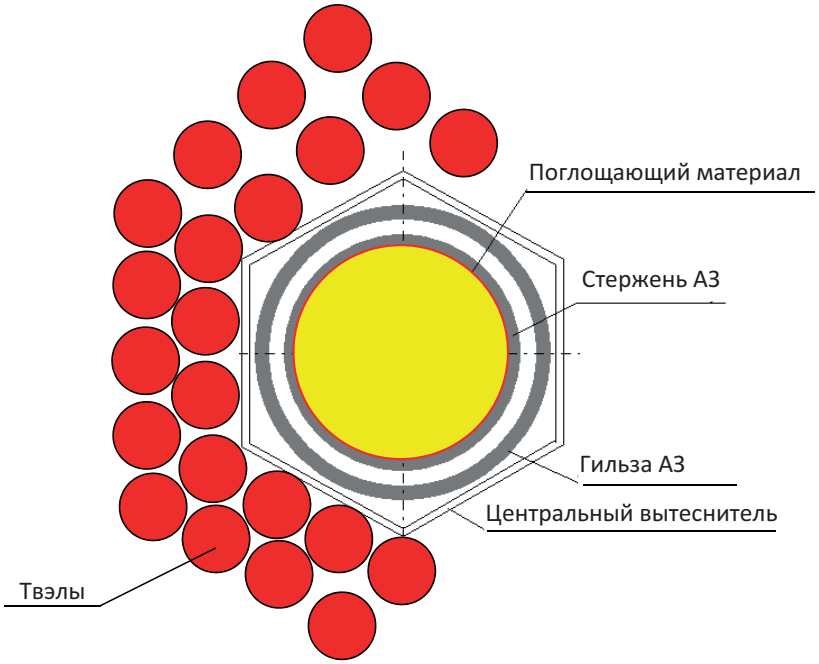

Рис. 4. Поперечное сечение ТВС под стержень АЗ

К числу определяющих условий работы стержней АЗ относится высокая температура поглощающего материала и оболочки стержня, что обусловлено двумя причинами: радиационными тепловыделениями в сердечнике и оболочке и отсутствием специального охлаждения стержней, размещаемых внутри стальных гильз в невентилируемой воздушной среде. Воздушная рабочая среда выбрана из условия обеспечения максимального быстродействия аварийной защиты.

Проектными решениями обеспечена эффективность системы АЗ ~1 % реактивности. Время ввода стержней АЗ, благодаря принятым решениям, в течение всего срока службы составляло около 0.6 сек.

Опыт эксплуатации системы КГ стенда КВ-1

В 1975 году в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» начались испытания стенда-прототипа КВ-1 с системой КГ, аналогичной по конструкции системам КГ транспортных установок. В настоящее время стенд КВ-1 готовится к выводу из эксплуатации.

Опыт эксплуатации системы КГ показал увеличение усилий перемещения СКГ и ПКГ с наработкой. На ЦКГ усилия росли незначительно.

До ресурса ~74 % от ресурса перспективных транспортных установок усилия перемещения КГ росли незначительно (табл. 1, рис. 5) [3, 4]. По критериям допустимых усилий перемещения КГ ресурс составил ~83 % от ресурса перспективных транспортных установок.

Таким образом, в ходе длительной эксплуатации системы КГ реактора стенда КВ-1 со стержнями КГ в направляющих трубках подтверждена ее высокая ресурсная надежность.

1. Календарный срок эксплуатации системы КГ стенда КВ-1 составил 42 года.

2. Система КГ подверглась воздействию флюенса нейтронов, превышающего требуемые значения для перспективных транспортных установок.

3. Ресурс системы КГ до достижения предельных усилий перемещения СКГ и ПКГ составил 83 % от ресурса системы КГ перспективных транспортных установок.

Таблица 1

Результаты проверок усилий перемещения КГ

Год проверки	Ресурс, % от ресурса транспортных установок	Максимальное усилие при подъеме КГ, кгс		
		ПКГ-1	СКГ-1	ЦКГ
2012	59.1	248	191	192
2013	63.3	260	195	201
2015	73.9	286	296	228
2016	78.5	549	397	284
2017	83.4	645	457	320

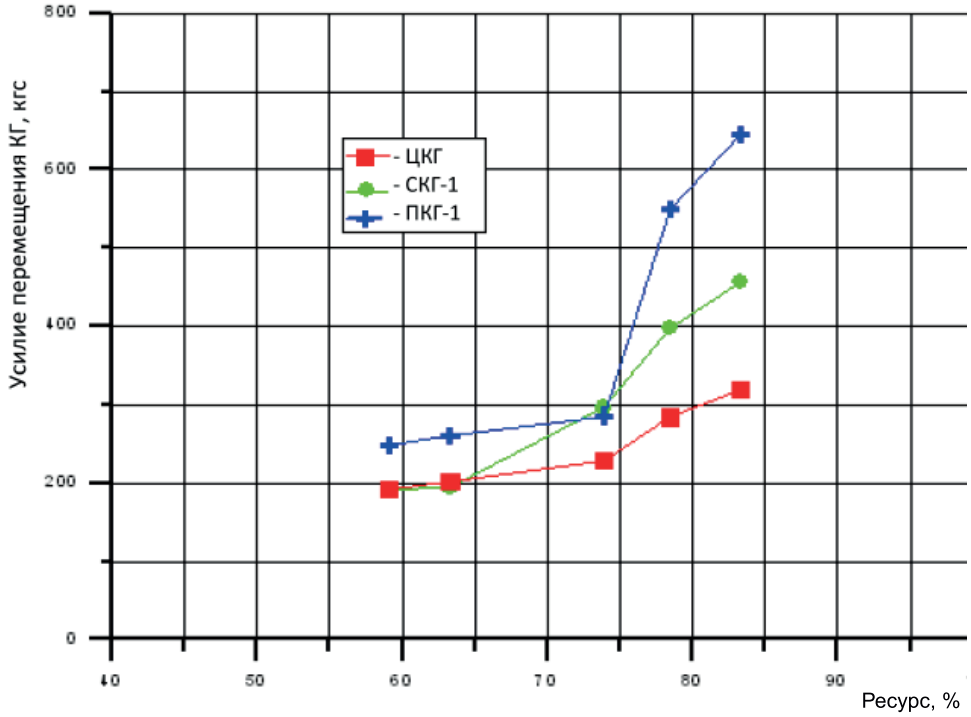

Рис. 5. Ресурс КГ стенда КВ-1 по отношению к перспективным установкам, %

Причины роста усилий перемещения КГ

Причиной указанного роста усилий перемещения КГ, по-видимому, является деградация элементов конструкции системы КГ под действием нейтронного облучения и коррозии циркониевых направляющих трубок стержней КГ.

Характер проявления и результаты исследований показывают, что рост усилий перемещения КГ обусловливают несколько факторов.

1. Коррозия.

Коррозия определяется свойствами материала (сплав 110) и временем работы на мощности, приводящая к уменьшению внутреннего диаметра направляющих труб. Циркониевые трубы находятся с точки зрения коррозионных процессов в мягких условиях по сравнению с

оболочками твэлов ВВР: напряжения незначительные, тепловой поток минимальный, температура не более 295 °С, подкипание отсутствует [5, 6].

2. Формоизменение труб.

Определяющий фактор деградации – это флюенс с заметным превышением величины 2×10^{22} см$^{-2}$ (E > 0.1 Мэв), когда проявляется формоизменение, причем не только радиационный рост, но и аксиальное формоизменение (овальность и т.д.).

Радиационный рост проявляется в изменении формы циркониевой трубы в осевом и диаметральном направлении (анизотропия, овальность) и связан со структурными повреждениями материала при облучении. Следствием радиационного роста является увеличение длины трубы и изгиб [5].

3. Календарный срок службы.

Что касается календарного срока службы, т.е. времени пребывания материала в нормированной холодной воде (температура 50–80 °С), то влияние этого фактора не обнаружено. По крайней мере, за весь период обращений с циркониевыми сплавами более 50 лет каких-то эффектов «старения» не отмечено исследованиями ВНИИНМ и НИИАР [5, 7].

4. Устаревшая технология изготовления труб из сплава Э110 начала 70-х годов, допускающая высокую анизотропию свойств сплава.

Мероприятия по повышению ресурса конструкций КГ

К настоящему времени в направлении повышения ресурсных характеристик системы КГ был реализован ряд мер [8–10]. На основе системного анализа опыта эксплуатации и расчётно-экспериментальных исследований были сформулированы предложения по повышению ресурса системы КГ:

- для направляющих трубок существенно увеличен осевой зазор на радиационный рост;
- заменен «кольчугинский» сплав 110 (из иодидного циркония) на более качественный сплав Э-110 разработки ВНИИНМ (на основе электролитического циркония по улучшенной технологии);
- в условиях искривления направляющих трубок эффективным средством снижения усилий перемещения КГ является увеличение диаметра направляющих трубок, а также увеличение зазора по всему тракту движения стержня (диаметра отверстий под стержни КГ в плитах);
- в стержнях СКГ и ПКГ увеличены участки с n-γ поглотителем, боросодержащий сплав заменен на более коррозионностойкий и менее подверженный распуханию под облучением карбид бора;
- приближение конструкции СКГ и ПКГ к конструкции ЦКГ, включая балансировку ПКГ и СКГ по массе относительно приводного штока и обеспечение подачи теплоносителя в трубки ПКГ и СКГ аналогично направляющим трубкам ЦКГ.

Заключение

1. В ходе длительной эксплуатации реактора стенда КВ-1 подтверждена высокая ресурсная надежность системы КГ.
   1.1. Календарный срок службы системы КГ составил 42 года.
   1.2. Ресурс системы КГ (общее время работы на мощности) до достижения предельных усилий перемещения СКГ и ПКГ составил 83% от ресурса системы КГ перспективных транспортных установок.
   1.3. Система КГ подверглась воздействию флюенса нейтронов, превышающего требуемые значения для перспективных транспортных установок.
2. Опыт эксплуатации системы АЗ на стенде-прототипе КВ-1 показал ее высокую эффективность и безотказность. Не было выявлено ни одного случая отказа: зависания стержней АЗ или увеличения времени срабатывания.
3. Разработанная система КГ, интегрированная в блок выемной соответствующей конструкции, создала предпосылки для разработки высоконапряжённых транспортных активных зон.
4. Достигнутые результаты эксплуатации систем воздействия на реактивность стенда КВ-1, учитывая базу знаний начала 70-х годов, впечатляют. Получена база данных для обоснования систем воздействия на реактивность транспортных реакторов четвертого поколения.
5. В анализе причин увеличения усилий перемещения КГ на стенде КВ-1 большую роль сыграют послереакторные исследования ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» элементов конструкции КГ.

Литература

1. НП-029-17. Правила ядерной безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами. – 2017.
2. Анализ эффективности применения диспрозия в поглощающих элементах реакторов атомных ледоколов / О.Б. Самойлов, О.А. Морозов, В.Н. Вавилкин, В.И. Алексеев, Б.И. Коломиец, С.А. Полянских, В.Ю. Силаев // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: периодический рецензируемый научно-технический сборник / гл. ред. В.А. Василенко. – Сосновый Бор: ФГУП НИТИ, 2019. – Вып. № 3 (17). – С. 9–17.
3. *Батягин И.Е.* Экспериментальная отработка методик проверки функционирования и технического состояния рабочих органов компенсации реактивности на стенде-прототипе КВ-1 / И.Е. Батягин, А.Л. Дмитриев // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: периодический рецензируемый научно-технический сборник / гл. ред. В.А. Василенко. – Сосновый Бор: ФГУП НИТИ, 2018. – Вып. № 1 (11). – С. 18–23.
4. *Бурсук В.И.* Перспективы продолжения испытаний ядерной энергетической установки на стенде-прототипе КВ-1 в 2017—2019 годах / В.И. Бурсук, В.А. Василенко, С.А. Петров // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: периодический рецензируемый научно-технический сборник / гл. ред. В.А. Василенко. – Сосновый Бор: ФГУП НИТИ, 2017. – Вып. № 4 (10). – С. 9–17.

5. Обращение с ядерным топливом АЭС в условиях эксплуатации и хранения / Ю.В. Чечеткин [и др.]. – Димитровград: ННИИАР, 2005.
6. *Займовский А.С.* Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов / А.С. Займовский, В.В. Калашников, И.С. Головин. – М.: Энергоатомиздат, 1982.
7. Справочник по ядерной энерготехнологии. – Энергоатомиздат, 1989.
8. Концепция разработки и результаты испытаний двухступенчатой активной зоны с каналами «дожигания» / О.Б. Самойлов, В.И. Алексеев, С.А. Полянских, А.Н. Лепехин, О.А. Морозов, Г.Ш. Иксанова, П.А. Бочаров, П.Б. Матяш // Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ: периодический рецензируемый научно-технический сборник / гл. ред. В.А. Василенко. – Сосновый Бор: ФГУП НИТИ, 2018. – Вып. № 4 (14). – С. 9–19.
9. Опыт эксплуатации активных зон действующих ледоколов / Д.Л. Зверев, О.Б. Самойлов, Д.Г. Преображенский [и др.] АО «ОКБМ Африкантов», М.М. Кашка, О.Э. Дарбинян ФГУП «Атомфлот» // Судостроение, 2017. – Вып. 4.
10. Концептуальные решения и нейтронно-физические характеристики активных зон атомных ледоколов. / В.А. Двойнишников, В.И. Макаров, А.Г. Промохов, О.Б. Самойлов [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 126, № 1. – С.19–26.

УДК 621.039.51:006.91

Подготовка и верификация модели для расчёта нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем

В.Г. Артемов, А.С. Иванов, П.А. Михеев, Н.С. Нерсесян

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

Приведено описание нейтронно-физической модели, подготовленной с использованием комплекса программ САПФИР_РФ&RC, для расчёта малогабаритных реакторов с быстрым спектром нейтронов. Представлены результаты верификации расчётной модели при моделировании нейтронно-физических характеристик быстрой критической сборки: коэффициентов размножения, эффективности органов регулирования и распределений энерговыделения по активной зоне. Результаты расчётов, полученные с использованием комплекса программ САПФИР_РФ&RC, сопоставляются с реперными расчётами.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, критический стенд, нейтронно-физический расчёт, комплекс программ САПФИР_95&RC

UDC 621.039.51:006.91

Preparation and verification of a model for calculating the neutron characteristics of fast neutron spectrum gas cooled reactor cores

V.G. Artemov, ***A.S. Ivanov***, ***P.A. Miheyev, N.S. Nersesian***

FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper describes a neutron model for calculation of small size fast neutron spectrum reactors. The model is prepared using the SAPFIR_RF&RC program package. Results of the model verification are presented. The model is verified by simulating the neutron characteristics of a fast critical assembly: multiplication factors, control rod worth, and core power distribution. The obtained results of calculations performed with SAPFIR_RF&RC are compared to benchmarks and experimental data.

Key words: fast reactor**,** critical assembly facility, neutron calculation, SAPFIR_95&RC program package

Введение

В отечественной практике реакторостроения освоены два основных типа реакторов: с быстрым и тепловым спектром нейтронов. В соответствии с этими двумя направлениями разрабатываются, совершенствуются и верифицируются программные средства и необходимое для расчётов константное обеспечение.

До настоящего времени ядерные энергетические установки, испытываемые в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (далее НИТИ), имели в своем составе реакторы на тепловых и промежуточных нейтронах. Создание критического стенда (КС) и проведение на нем экспери-

ментальных исследований нейтронно-физических характеристик (НФХ) активной зоны (а.з.) реактора с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем является началом нового этапа испытаний на стендах НИТИ реакторных установок. С учётом этого и в соответствии с отработанной в НИТИ концепцией испытаний [1] возникает потребность в разработке и верификации программных средств, предназначенных для сопровождения испытаний установок с реакторами на быстрых нейтронах (РБН).

Созданный в НИТИ арсенал нейтронно-физических (комплекс программ (КП) САПФИР_95&RC [2, 3]) и теплогидравлических (расчётный код КОРСАР [4]) программных средств и расчётных технологий ориентирован, прежде всего, на водо-водяные реакторы транспортного назначения. О качестве этих расчётных средств говорит тот факт, что они с успехом применяются и для гражданской энергетики [5–7].

Технология нейтронно-физического расчёта реакторов с тепловым спектром нейтронов строится на двухэтапной схеме. На первом этапе проводится расчёт спектра нейтронов и изменения изотопного состава в процессе выгорания топлива в отдельных ячейках (фрагментах) реактора, а на втором этапе рассчитывается распределение плотности потока нейтронов (ППН) и энерговыделение в а.з. в малогрупповом диффузионном приближении.

В расчётных моделях РБН до последнего времени было не принято выделять этап расчёта пространственно-энергетического распределения нейтронов в ячейках (ввиду допущения об их физической гомогенности). Однако с развитием ядерной энергетики повысились требования к точности расчёта, что, в свою очередь, привело к необходимости учёта влияния гетерогенной структуры а.з. в РБН. По этой причине целесообразно распространить технологию учёта влияния гетерогенных эффектов, отработанную для расчётов реакторов с тепловым спектром, и для расчёта РБН.

Применение такой схемы позволит ускорить сроки разработки расчётных моделей для РБН, которые планируется испытывать в НИТИ, поскольку при использовании КП САПФИР_95&RC в связке с расчётным кодом КОРСАР задача сопряженного нейтронно-физического и теплогидравлического расчёта реакторной установки решается естественным образом.

Возможность расширения области применения КП САПФИР_95&RC на расчёт НФХ а.з. реактора с быстрым спектром нейтронов продемонстрирована при моделировании экспериментов на КС «АКСАМИТ» [8]. В этой работе были проведены верификационные расчёты для проверки и обоснования алгоритмов КП САПФИР_95&RC в сравнении с реперными расчётами, выполненными по специализированной версии программы MCU [9] – MCU-KOSMOS и с результатами критических экспериментов.

Цель настоящей работы заключается в обосновании применения КП САПФИР_РФ&RC для разработки расчётной модели а.з. реактора с быстрым спектром нейтронов и газовым теплоносителем путем их верификации на тестовых задачах и экспериментальных данных, полученных на КС НИТИ. В этом комплексе для расчёта спектра нейтронов и получения эффективных групповых макросечений фрагментов а.з. и отражателя использована модифицированная версия программы САПФИР_95 – САПФИР_РФ [10].

В настоящей статье представлены результаты первого этапа работы. Приведено описание особенностей подготовки расчётной модели по двухэтапной схеме с использованием КП САПФИР_РФ&RC и результаты моделирования тестовых задач, имитирующих а.з. КС, в сравнении с результатами реперных расчётов методом Монте-Карло, полученных по программе MCU-FR [11].

Результаты нестационарного моделирования экспериментов, выполненных на КС с использованием разработанной расчётной модели, планируется представить в отдельной статье.

Модель расчёта нейтронно-физических характеристик активной зоны и элементов отражателя

Для расчёта НФХ а.з. КС и моделирования экспериментов использовалась трёхмерная диффузионная программа RC в двухгрупповом приближении, решающая уравнение диффузии нейтронов с использованием малогрупповых констант, подготовленных программой САПФИР_РФ.

В модели программы RC а.з., отражатель и стержни рабочих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) моделируются шестигранными призмами с шагом твэлов в а.з. Свойства материалов шестигранных призм заданы так, чтобы сохранить массу и объём веществ. На рис. 1 схематически представлена картограмма а.з. и отражателя, использованная в расчётной модели программы RC.

Для расчёта спектра нейтронов и получения эффективных групповых макросечений фрагментов а.з. и отражателя использована модифицированная версия программы САПФИР_95 – САПФИР_РФ [11].

Программа САПФИР_РФ использует многогрупповую рабочую библиотеку, подготовленную на основе Российских файлов оцененных нейтронных данных (РОСФОНД) [12]. С её помощью проведен расчёт эффективных характеристик ячеек и подготовлена библиотека этих характеристик (констант) для уравнения диффузии нейтронов, решаемого программой RC. Разделение по энергии между группами выбрано на границе областей разрешённых и неразрешенных резонансов: первая группа от 10.5 МэВ до 10.0 кэВ, вторая группа от 10.0 кэВ и ниже в соответствии с границами с 1 по 11 группы и с 12 по 26 группы системы БНАБ [13], используемой в программе САПФИР_РФ.

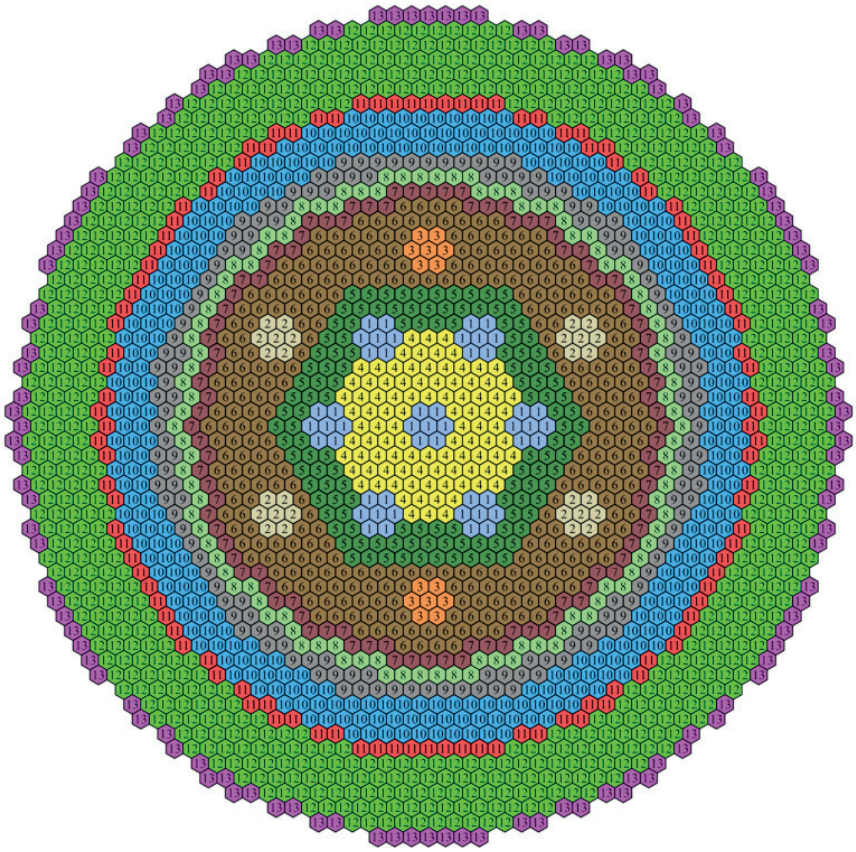

Рис. 1. Расчётная модель активной зоны и отражателя программы RC

Подготовка малогрупповых характеристик ячеек (коэффициентов уравнения диффузии нейтронов) осуществлена в два этапа. На первом этапе на основе файлов оцененных ядерных данных с учётом специфики а.з. подготовлена многогрупповая рабочая библиотека для программы САПФИР_РФ, которая решает уравнение переноса нейтронов в многогрупповом приближении.

На втором этапе с использованием программы САПФИР_РФ в элементах а.з. и отражателя рассчитан двадцатишестигрупповой спектр нейтронов, с весом которого усреднены сечения в две энергетические группы для эффективных зон, соответствующих этим элементам.

Малые габаритные размеры реакторов приводят к большим утечкам нейтронов из а.з. В связи с этим, в а.з. КС спектр нейтронов зависит как от свойств а.з., так и от состава и геометрии отражателя.

Для расчёта спектра нейтронов и малогрупповых констант по программе САПФИР_РФ, подготовлена двухмерная модель фрагмента 1/12 части а.з. и отражателя, которая, с учётом симметрии, отражает реальную геометрию. При этом пространственное распределение ППН рассчитано на основе решения уравнения переноса нейтронов методом вероятности первых столкновений (ВПС) с детальным описанием геометрии элементов а.з. и отражателя. В программе САПФИР_РФ при расчёте ВПС в сложных геометриях для определения траекторий нейтронов использованы геометрические модули программ, основанных на методе Монте-Карло [14], в частности, геометрический модуль SCG-5 [15], использующий комбинаторную геометрию. Широкие возможности модуля SCG-5 позволяют задавать геометрию ячеек реактора практически без искажений.

На рис. 2 на примере одной из тестовых задач, имитирующих а.з. и отражатель КС, проиллюстрирована принятая в модели программы САПФИР_РФ схема разбиения а.з. и отражателя на эффективные зоны, для которых рассчитаны малогрупповые константы. Разбиение на эффективные зоны выбрано так, чтобы спектр нейтронов и малогрупповые константы в пределах эффективной зоны можно было принять постоянными.

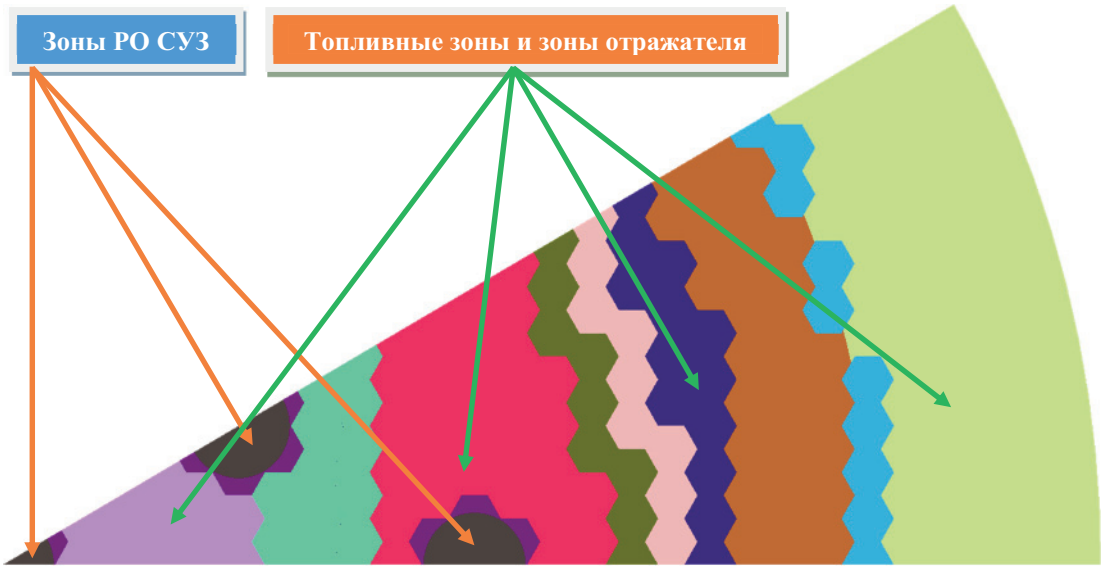

Рис. 2. Схема разбиения сектора симметрии 1/12 части активной зоны
и отражателя на эффективные зоны

Для каждой из указанных на рис. 2 эффективных зон по программе САПФИР_ РФ подготовлены малогрупповые константы, которые затем использованы при расчёте по программе RC.

Тестирование расчётной модели включало два этапа. На первом этапе выверялась модель для расчёта спектра нейтронов и малогрупповых констант программы САПФИР_РФ, на втором этапе проверялась двухгрупповая трёхмерная модель программы RC.

Тестирование двухмерной модели программы САПФИР_РФ

Для апробации программы САПФИР_РФ были подготовлены двухмерные тестовые задачи, точное решение для которых получено с использованием реперных программных средств. В них учтены геометрия, материалы и температуры ячеек а.з. газоохлаждаемого реактора с быстрым спектром нейтронов. В качестве реперной программы использовались специализированные версии программ MCU [9], MCU-FR [11]. Особенность программы MCU-FR заключается в том, что она использует библиотеку ядерных данных, подготовленную на основе РОСФОНД, также, как и программа САПФИР_РФ.

Расчёты по программе MCU-FR выполнены с использованием подмодуля FARION для проведения расчётов в быстрой области энергии нейтронов с применением детальных поточечных ядерных данных.

Апробация программы САПФИР_РФ проводилась в два этапа:

– на первом этапе была использована тестовая задача (расчёт полиячейки а.з.) для определения принципиальной возможности применения программы САПФИР_РФ при расчёте спектра нейтронов и получении эффективных сечений для РБН с газовым теплоносителем, а также и для выявления некоторых особенностей подготовки ядерных данных для расчётов РБН;

– на втором этапе были проведены расчёты разработанной двухмерной тестовой модели газоохлаждаемого реактора с быстрым спектром нейтронов, а также представлены результаты сравнения НФХ (коэффициентов размножения и распределения относительного энерговыделения в твэлах а.з.) между программами MCU-FR и САПФИР_РФ.

В качестве тестовой задачи рассматривается шестигранная полиячейка а.з. РБН с газовым теплоносителем, которая состоит из 18 твэлов с топливным сердечником из двуокиси урана и оболочкой из молибдена. В центре полиячейки находится канал для ввода поглотителя из B_4C. В межтвэльном пространстве – воздух. Геометрия полиячейки (1/12 часть) тестовой задачи для расчёта спектра нейтронов РБН приведена на рис. 3.

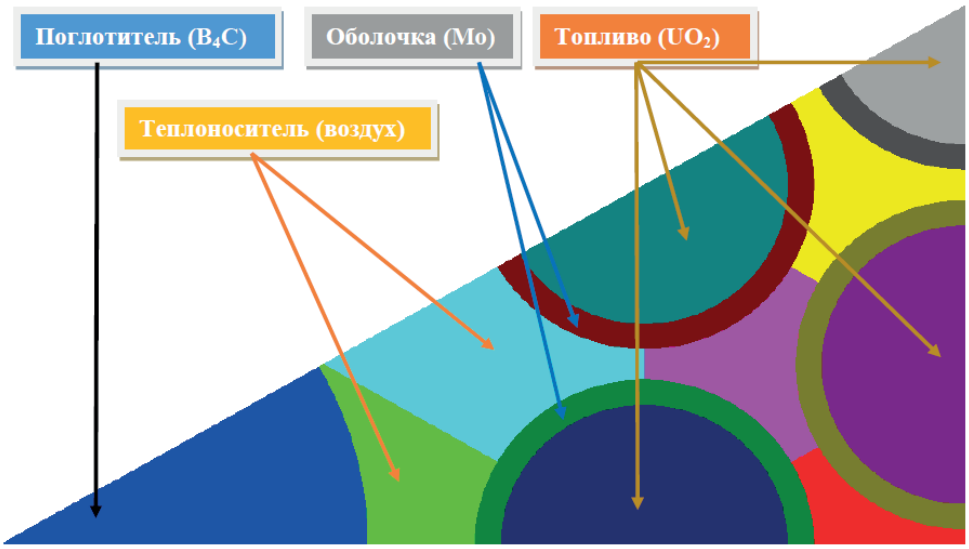

Рис. 3. Геометрия полиячейки реактора на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем

Для тестирования были рассмотрены два варианта задачи. В первом варианте рассматривается полиячейка с поглощающим элементом (ПЭЛ). Во втором варианте аналогичная полиячейка рассматривается уже без ПЭЛ. В центре ячейки находится воздух.

В табл. 1 представлены результаты расчёта коэффициента размножения нейтронов K_∞ в бесконечной полиячейке для двух вариантов задачи.

Таблица 1

Результаты расчёта коэффициента размножения

Программа	с ПЭЛ		без ПЭЛ	
	K_∞	Отклонение	K_∞	Отклонение
САПФИР_РФ	1.03379	–0.12%	2.00340	–0.1 %
MCU-FR	1.03505	–	2.00537	–

Хорошее согласие в оценке K_∞ наблюдается между программами САПФИР_РФ и MCU-FR.

В табл. 2 и 3 приведены результаты сравнения поглощения по зонам полиячейки с ПЭЛ и без.

Таблица 2

Сравнение скорости реакции поглощения по зонам полиячейки с ПЭЛ

Зона	САПФИР_РФ	MCU-FR	Отклонение
Топливо	4.71557E-01	4.71508E-01	+0.01 %
Оболочка	1.83987E-02	1.89331E-02	–2.82 %
Поглотитель	5.11813E-01	5.10857E-01	+0.19 %

Таблица 3

Сравнение скорости реакции поглощения по зонам полиячейки без ПЭЛ

Зона	САПФИР_РФ	MCU-FR	Отклонение
Топливо	9.58028E-01	9.55559E-01	+0.26 %
Оболочка	4.41258E-02	4.58112E-02	–3.68 %

Из данных табл. 2 и 3 следует, что между программами САПФИР_РФ и MCU-FR имеется согласие.

В табл. 4 и 5 приведены результаты сравнения скоростей реакций захвата и деления по отдельным изотопам в полиячейке с ПЭЛ и без него.

Таблица 4

Сравнение скоростей реакций по изотопам в полиячейке с ПЭЛ

Зона	Изотоп	Тип реакции	САПФИР_РФ	MCU-FR	Отклонение
Топливо	^{235}U	захват	5.95798E-02	5.88038E-02	+1.32 %
		деление	4.00883E-01	4.01898E-01	–0.25 %
	^{238}U	захват	3.95186E-03	3.92241E-03	+0.75 %
		деление	4.90181E-03	4.71164E-03	+4.04 %
	O	захват	2.24053E-03	2.17238E-03	+3.14 %
Оболочка	Mo	захват	1.83987E-02	1.89331E-02	–2.82 %
Поглотитель	^{10}B	захват	5.11747E-01	5.10796E-01	+0.19 %

Таблица 5

Сравнение скоростей реакций по изотопам в полиячейке без ПЭЛ

Зона	Изотоп	Тип реакции	САПФИР_РФ	MCU-FR	Отклонение
Топливо	^{235}U	захват	1.47808E-01	1.44710E-01	+2.14%
		деление	7.91930E-01	7.92940E-01	–0.13%
	^{238}U	захват	9.33260E-03	9.14160E-03	+2.09%
		деление	6.16557E-03	5.99860E-03	+2.78%
	O	захват	2.79241E-03	2.76959E-03	+0.82%
Оболочка	Mo	захват	4.41258E-02	4.58112E-02	–3.68%

Представленные в табл. 4 и 5 результаты для двух вариантов задачи (с ПЭЛ и без ПЭЛ) дают информацию об отклонениях в оценках скоростей реакций захвата и деления между программами САПФИР_РФ и MCU-FR для конкретного изотопа.

Следующим этапом апробации программы САПФИР_РФ стали разработка и проведение расчётов двухмерной модели газоохлаждаемого реактора с быстрым спектром нейтронов. На рис. 4 приведено сравнение результатов расчёта 26-ти группового потока нейтронов в различных областях а.з. и отражателя между программами САПФИР_РФ и MCU-FR.

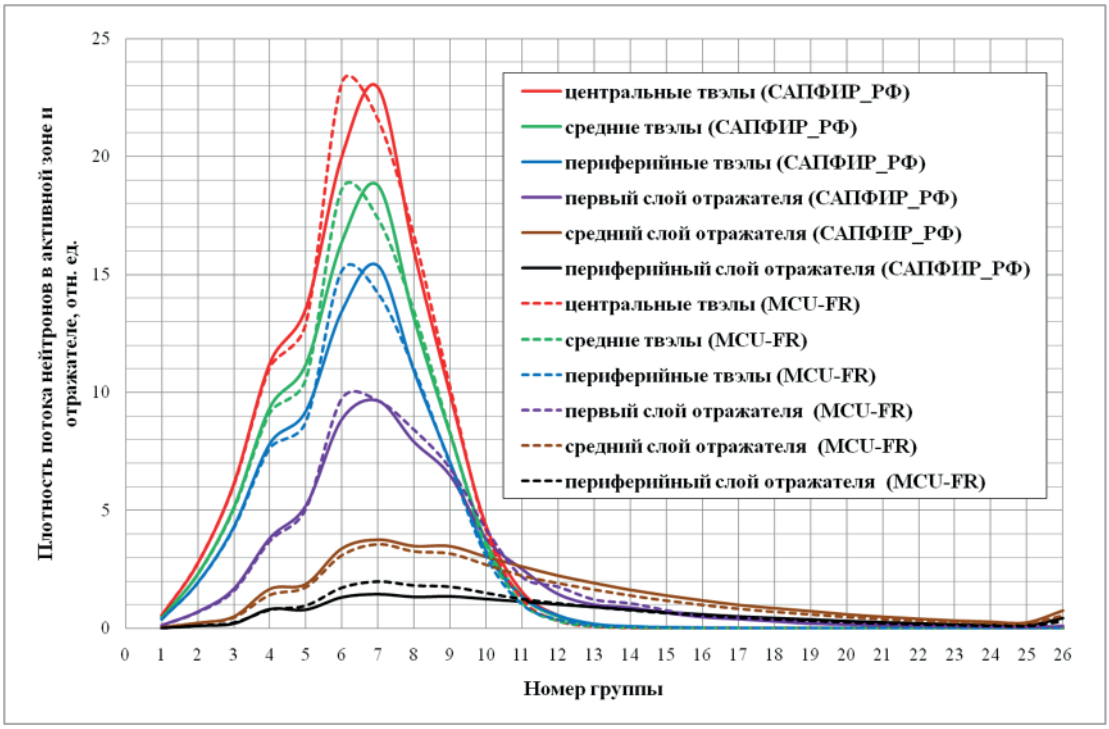

Рис. 4. Сравнение распределений плотности потока нейтронов по энергетическим группам для двухмерной модели, полученных с использованием программ САПФИР_РФ и MCU-FR

Из рис. 4 видно, что в а.з. поток нейтронов сосредоточен в первых двенадцати группах. В зонах отражателя заметное число нейтронов замедляется до 12–20 групп по энергии. Результаты расчётов, полученные с использованием программы САПФИР_РФ, достаточно хорошо воспроизводят характер изменения энергетической зависимости ППН в различных областях а.з. и отражателя, в сравнении результатами реперных расчётов MCU-FR.

Вполне удовлетворительное согласование с реперным расчётом получено и при сопоставлении результатов расчёта потвэльного энерговыделения по программе САПФИР_РФ. В большинстве твэлов различие составляет ±2 %. Максимальное занижение составляет 5.4 %, а максимальное завышение 3.5 %. Отличие от реперного расчёта может быть связано с погрешностью расчёта ППН в расчётной модели САПФИР_РФ при выбранном разбиении на зоны, в которых в методе ВПС используется приближение плоского источника нейтронов. Такая точность вполне достаточна для спектральных расчётов, поскольку при свертке сечений ППН присутствует и в числителе, и в знаменателе итогового соотношения.

Интегральную точность модели характеризует значение коэффициента размножения.

В табл. 6 представлены результаты расчётов $К_{эфф}$ для этой тестовой задачи.

Таблица 6

Результаты расчёта $К_{эфф}$

Программа	$К_{эфф}$ без стержней	Отклонение	$К_{эфф}$ со введенными стержнями	Отклонение
САПФИР_РФ	1.24944	−0.02%	1.04828	+0.09%
MCU-FR	1.24970	–	1.04730	–

При сопоставлении результатов расчётов $К_{эфф}$ видно, что результат программы САПФИР_РФ хорошо согласуется с результатом реперного расчёта программы MCU-FR.

Тестирование трёхмерной модели программы RC

В трёхмерной модели программы RC, в отличие от двухмерной, были заданы высоты а.з., бокового, нижнего и верхнего бериллиевых отражателей.

При проведении расчётов по трёхмерной модели программы RC были выполнены расчётные исследования по выбору оптимального числа энергетических групп. Детальный расчёт по программе САПФИР_РФ спектра нейтронов (см. рис. 4) с учётом реальной геометрии а.з. и отражателя (см. рис. 2) обеспечивает необходимую точность расчёта НФХ а.з. КС уже при двухгрупповом приближении.

Увеличение числа энергетических групп не привело к повышению точности расчётов, поэтому в качестве базовой для расчётов НФХ а.з. КС с использованием программы RC принята двухгрупповая модель а.з.

Для тестирования трёхмерной модели RC подготовлены тестовые задачи, имитирующие а.з. и отражатель КС. Расчёты коэффициента размножения выполнены для двух состояний с извлеченными и введенными органами регулирования с использованием программ RC и MCU-FR, результаты приведены в табл. 7.

Таблица 7

Результаты расчёта $К_{эфф}$

Тип теста	RC	MCU-FR	Отклонение
стержни извлечены	1.045026	1.04634	–0.13 %
стержни введены	1.009843	1.01128	–0.14 %

Приведённые результаты показывают, что различия в оценках коэффициента размножения с извлеченными и погруженными органами регулирования от реперных расчётов не превосходят ±0.2 %, что не превосходит паспортную погрешность КП САПФИР_ВВР95&RC ±0.7 %

при проведении расчётов НФХ транспортных реакторов.

Сравнение результатов расчётов распределения относительного энерговыделения в твэлах а.з. для двух состояний с извлеченными и введенными органами регулирования между программами RC и MCU-FR показали, что между двумя программами имеется удовлетворительное согласие. Для теста с извлеченными стержнями максимальное завышение оценки относительного энерговыделения в твэлах а.з. программы RC в сравнении с MCU-FR составляет 2.3 %, а максимальное занижение – 1.1 %. Для теста с введенными стержнями максимальное завышение составляет 4.0 %, а максимальное занижение – 5.2 %.

В табл. 8 представлены данные по эффективности отдельных стержней и групп стержней, рассчитанные с использованием КП САПФИР_РФ&RC и MCU-FR.

Таблица 8

Эффективность стержней РО СУЗ (начальное состояние – все стержни взведены)

Наименование РО СУЗ	RC	MCU-FR	Отклонение
Введен ЦКР	1.56	1.45	+7.59%
Введен 1КР	1.33	1.25	+6.40%
Введен 2АР	0.89	0.85	+4.71%
Введены 4А3 (1А3, 2А3, 3А3, 4А3)	3.67	3.57	+2.80%
Введены 7КР (ЦКР, 1КР, 2КР, 3КР, 4КР, 5КР, 6КР)	9.55	8.76	+8.98%

На рис. 5 показано относительное расположение РО СУЗ в а.з.

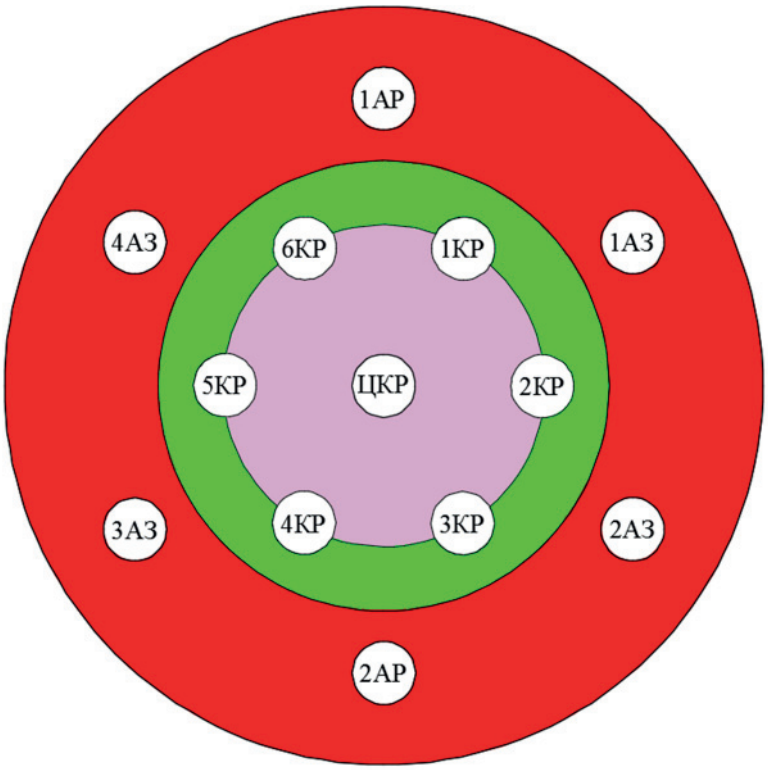

Рис. 5. Положение рабочих органов системы управления и защиты в активной зоне

Результаты расчётов, полученные по КП САПФИР_РФ&RC, демонстрируют приемлемые (менее паспортной погрешности КП САПФИР_РФ&RC – 10 %) отклонения (завышение) в оценках эффективности РО СУЗ при сравнении с реперными расчётами.

Заключение

Приведено описание и апробация нейтронно-физической модели, подготовленной с использованием комплекса программ САПФИР_РФ&RC, для расчёта малогабаритных реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем.

С использованием программы MCU-FR подготовлена серия тестовых задач, учитывающих особенности малогабаритных реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем.

Результаты верификационных расчётов моделирования тестовых задач показали качественное и количественное согласие между программами САПФИР_РФ и MCU-FR при сопоставлении:

- коэффициента размножения при расчёте бесконечных решеток ($К_{\infty}$), состоящих из полиячеек а.з. реакторов на быстрых нейтронах;
- скоростей ядерных реакций деления и захвата нейтронов для сравниваемых сред;
- коэффициента размножения $К_{эфф}$ при моделировании трёхмерных тестовых задач с извлеченными и погруженными органами регулирования;
- распределения относительного энерговыделения в твэлах а.з. при моделировании двухмерных и трёхмерных конфигураций а.з.

Результаты верификационных расчётов продемонстрировали возможность применения комплекса программ САПФИР_РФ&RC для проведения расчётов реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем.

Литература

1. *Василенко В.А.* Концепция и технология комплексных испытаний судовых ядерных энергетических установок на наземных стендах-прототипах. – СПб.: ООО «НИЦ Моринтех», 2003. – 168 с.
2. Программа САПФИР_ВВР95 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95: аттестационный паспорт ПС № 260 от 23.09.2009.
3. Комплекс программ САПФИР_ВВР95&RC: аттестационный паспорт ПС № 261 от 23.09.2009.
4. КОРСАР/BR: аттестационный паспорт ПС № 355 от 17.04.2014.
5. Программа САПФИР_95.1 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95: аттестационный паспорт ПС № 390 от 16.12.2015.
6. Комплекс программ САПФИР_95&RC_ВВЭР: аттестационный паспорт ПС № 388 от 16.12.2015.
7. КОРСАР/ГП: аттестационный паспорт ПС № 263 от 23.09.2009.
8. Результаты верификации комплекса программ САПФИР_95&RC при моделировании экспериментов на критическом стенде «АКСАМИТ» / В.Г. Артемов, А.С. Иванов, Р.Э. Зинатуллин, А.С. Карпов // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно-технический сборник. – 2017. – Вып. № 3 (9). – С. 18–25.

9. Статус MCU-5 / Н.И. Алексеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники: Сер. Физика ядерных реакторов. – 2011. – Вып. 4. – С. 4–23.

10. *Иванов А.С.* Модернизация нейтронных библиотек и программы САПФИР_95, предназначенной для расчёта ячеек реактора / А.С. Иванов, А.С. Карпов // Вопросы атомной науки и техники: Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2018. – Вып. 1. – С. 27–34.

11. Описание применения и инструкция для пользователей ПС MCU-FR: свидетельство о регистрации программы N2016618242 / Н.И. Алексеев [и др.]. – РНЦ КИ, 2016.

12. Энциклопедия нейтронных данных РОСФОНД (Российская библиотека файлов, оцененных нейтронных данных). Полный пакет обоснований отбора оценок / АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». – Обнинск, 2006. – URL: http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/libr.php, свободный. – (дата обращения 20.02.2020).

13. Групповые константы для расчёта реакторов и защиты: справочник / Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля; под ред. М.Н. Николаева. – М.: Энергоиздат, 1981. – 232 с.

14. *Гомин Е.А.* О расчёте вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией / Е.А. Гомин, Л.В. Майоров // Вопросы атомной науки и техники: Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1982. – Вып. 8(21). – С. 62–69.

15. *Алексеев Н.И.* Геометрический модуль SCG-5: препринт ИАЭ-5616/4. / Н.И. Алексеев, М.И. Гуревич. – 1993.

УДК 532.542: 004.942

Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания пробки конденсата при пуске циркуляционного насоса в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Ю.В. Юдов, С.Н. Румянцев, С.С. Чепилко, Д.С. Кастерин

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

Аннотация

Представлено сопоставление результатов расчётов по коду КОРСАР/CFD с данными первой серии экспериментов, проведенных на модели реактора ВВЭР-1000 четырёхпетлевого стенда ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Эксперименты моделируют процессы перемешивания в случае проникновения в активную зону через напорную камеру реактора пробки конденсата с пониженной концентрацией борной кислоты из гидрозатвора холодной нитки при пуске одного циркуляционного насоса. Показано влияние картины течения теплоносителя в кольцевой области камеры на распределение концентрации борной кислоты на входе в активную зону.

Ключевые слова: реакторная установка, напорная камера, теплоноситель, концентрация, эксперимент, расчётный код, расчётная сетка, вычислительная гидродинамика.

UDC УДК 532.542: 004.942

KORSAR/CFD calculations of condensate plug mixing processes after start of circulation pump in VVER-1000 model at OKB “GIDROPRESS” test facility

Yu.V. Yudov, S.N. Rumyantsev, S.S. Chepilko, D.S. Kasterin

FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper compares KORSAR/CFD calculation results and data obtained from the first series of experiments carried out in the VVER-1000 reactor model at the OKB “GIDROPRESS” four-loop test facility. The experiments simulated mixing processes that occurred when one circulation pump was started and a condensate plug with low boron concentration flowed from the cold leg loop seal to the reactor core and entered it through the lower plenum. The effect of the coolant flow pattern in the plenum annular space on the boron concentration distribution at the core inlet is shown.

Key words: reactor, lower plenum, coolant, concentration, experiment, computer code, computational grid, computational fluid dynamics.

Введение

При расчётном обосновании безопасности реакторных установок (РУ) с ВВЭР выделяются режимы с различной динамикой температуры теплоносителя или концентрации борной кислоты по отдельным петлям циркуляционного контура. Особое внимание уделяется опасным сценариям со снижением данных параметров, приводящим к увеличению мощности реактора за счет отрицательных обратных связей. В качестве примеров можно привести режимы с раз-

рывом паропровода одного из парогенераторов, с подключением главного циркуляционного насоса (ГЦН) ранее неработавшей петли, с транспортировкой пробки деборированной воды (конденсата) из гидрозатвора холодной нитки при пуске ГЦН, с несанкционированным поступлением деборированной воды из системы подпитки и т.д. Перечисленные ситуации приводят к асимметричному возмущению поля температуры или концентрации борной кислоты на входе в активную зону и соответствующему асимметричному возмущению энерговыделения в тепловыделяющих сборках активной зоны. Динамика и распределение возмущений определяются в значительной мере процессами перемешивания в напорной камере реактора.

Для учёта трёхмерных эффектов в напорной камере реакторов специалистами «НИТИ им. А.П. Александрова» разработан CFD-модуль. Этот модуль основан на методе вложенной границы в идеологии обрезанных декартовых ячеек и адаптирован как типовой элемент в составе новой версии расчётного кода КОРСАР/CFD [1, 2]. При этом впервые связи с элементами одномерной модели реализованы по полунеявной схеме с использованием мономатричного подхода для вычисления давления в расчётных ячейках 1D и 3D областей.

Процессы перемешивания теплоносителя с различной температурой или концентрацией борной кислоты при несимметричном возмущении по петлям циркуляции реактора ВВЭР-1000 моделировались на четырёхпетлевом стенде в ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Эксперименты проведены в рамках проекта TACIS R2.02/02 [3]. В качестве переносимого теплоносителем скаляра при исследовании процессов перемешивания использовался раствор соли NaCl.

В статье представлены результаты верификации расчётного кода КОРСАР/CFD на основе данных серии экспериментов, моделирующих ситуации с поступлением в активную зону РУ ВВЭР-1000 пробки конденсата из гидрозатвора холодной нитки в случае возобновления циркуляции по одной петле. Подробное описание стенда и выбранных для верификации экспериментальных режимов представлены в отчетах [4, 5].

Работа выполнена по заказу Главного конструктора РУ с ВВЭР ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Описание стенда и экспериментальных режимов

Основой экспериментальной установки является металлическая модель реактора ВВЭР-1000 в масштабе 1:5 (рис. 1). Модель реактора воспроизводит практически все геометрические особенности реактора 5-го блока Нововоронежской АЭС, которые влияют на процессы перемешивания теплоносителя от входных патрубков до входа в активную зону: напорную камеру между корпусом и шахтой, отверстия в эллиптическом днище шахты и блок опорных труб для 151-й кассеты. Для прохода жидкости в эллиптическом днище шахты имеется 1004 отверстия диаметром 8 мм и 320 отверстий диаметром 18 мм.

Вместо тепловыделяющей сборки и блока защитных труб реактора установлен имитирующий пучок из 91 трубки диаметром 14 мм, собранный с помощью трёх дистанционирующих решеток для моделирования гидравлического сопротивления. В трубках установлены штанги с кондуктометрическими датчиками для измерения концентрации раствора соли на выходе из опорных труб после нижней плиты.

Блок опорных труб между днищем шахты и нижней опорной плитой представлен на рис. 2. Вход теплоносителя в опорную трубу осуществляется через 12 щелевых отверстий размером 30×3 мм.

Модель реактора присоединена к четырем циркуляционным петлям. На рис. 3 схематично изображены две циркуляционные петли. Каждая петля оборудована циркуляционным насосом с частотно-регулируемым приводом электродвигателя, что обеспечивает заданный закон вы-

хода расхода на режимные параметры, и электромагнитным расходомером. Для сохранения объёмного соотношения теплоносителя на стенде и в реакторной установке используются расширительные баки. К одной из петель подключен компенсатор объёма. Эксперименты проводились при атмосферном давлении и температуре окружающей среды.

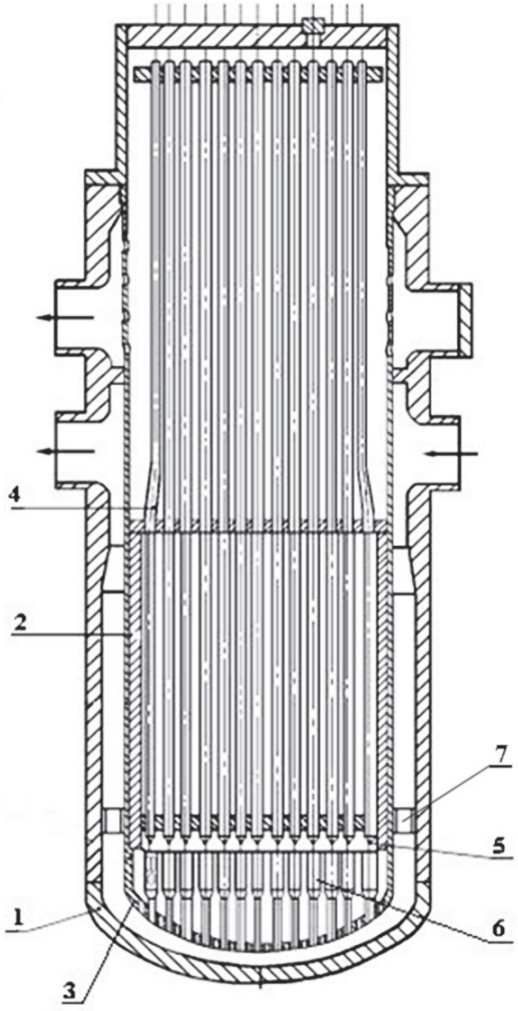

Рис. 1. Модель реактора:

1 – корпус, 2 – шахта, 3 – эллиптическое днище шахты, 4 – имитирующий пучок,
5 – зонды с кондуктометрическими датчиками концентрации, 6 – блок опорных труб, 7 – опоры шахты.

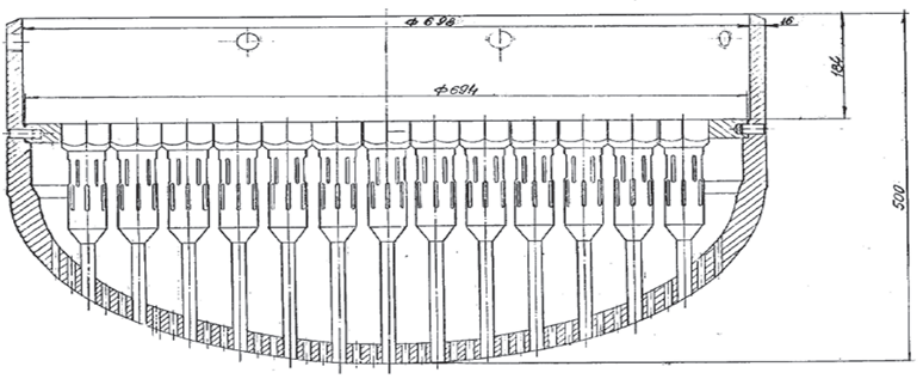

Рис. 2. Блок опорных труб

Для инжекции раствора соли в различные участки контура используются вспомогательные системы, состоящие из бака с солевым раствором, насоса подачи солевого раствора из бака, быстродействующих клапанов (задвижек) и системы трубопроводов подвода к основным петлям.

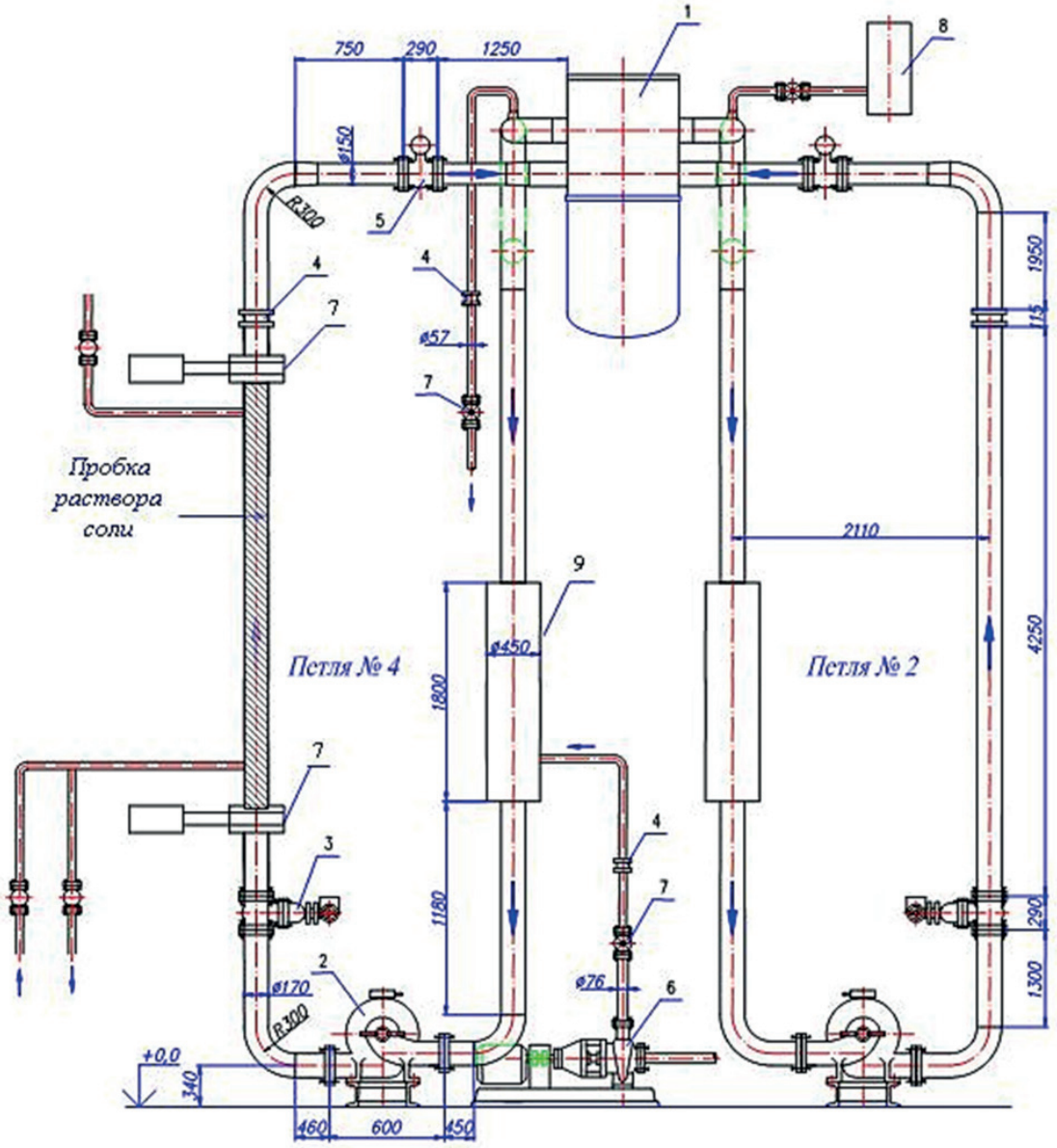

Рис. 3. Фронтальный вид экспериментальной установки:

1 – модель реактора, 2 – циркуляционный насос, 3 – задвижка с электроприводом, 4 – расходомерная шайба, 5 – электромагнитный расходомер, 6 – насос подачи солевого раствора, 7 – быстродействующий клапан (задвижка), 8 – компенсатор объёма, 9 – расширительный бак.

В ходе экспериментов с частотой 10 Гц регистрировались данные по:

– концентрации соли на выходе из 91 опорных труб (60 % от общего количества);

– концентрации соли во входных и выходных патрубках петель;

– расходы теплоносителя в петлях.

Расположение кондуктометрических датчиков на выходе из опорных труб приведено на рис. 4.

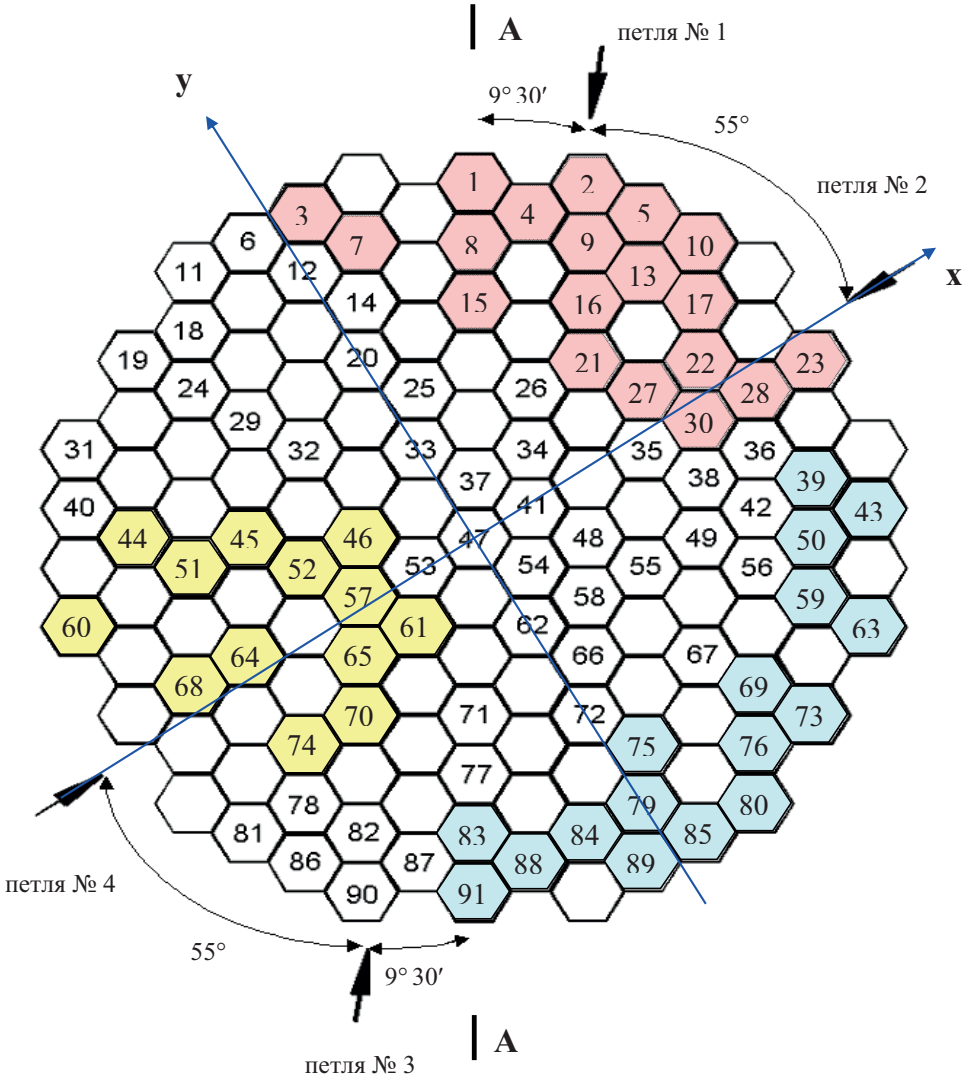

Рис. 4. Расположение кондуктометрических датчиков на выходе из опорных труб относительно петель (вид сверху)

Обработка и анализ экспериментальных данных по концентрации соли осуществлялись с использованием безразмерной относительной концентрации:

$$\Theta = (C - C_0)/(C_1 - C_0),$$

где C – концентрация в точке измерения, C_0 – начальная концентрация в циркуляционном контуре, C_1 – концентрация в баке раствора соли.

На стенде было реализовано две серии экспериментальных режимов.

Первая серия включала 5 режимов с проникновением в напорную камеру пробки солевого раствора при пуске одного ГЦН (2 режима) и при восстановлении ЕЦ (3 режима). Эти эксперименты моделировали ситуации с поступлением в активную зону РУ ВВЭР-1000 пробки чистого конденсата из гидрозатвора холодной нитки в случае возобновления циркуляции по одной петле. Восстановление ЕЦ осуществлялось пуском насоса с низкой производительностью. При реализации экспериментов этой серии в четвертую петлю вставлялись участки, изолированные дополнительными быстродействующими задвижками, в которых подготавливалась

пробка с раствором соли (заштрихованная область на рис. 3). Для верификации кода КОРСАР/CFD выбраны только два режима серии с пуском ГЦН, которые отличались объёмом пробки (0.072м^3 и 0.12м^3). С точки зрения обоснования безопасности реакторной установки интерес представляет начальная стадия неравномерного проникновения конденсата в активную зону после пуска насоса. На основе опытных данных для анализа результатов верификации выделены четыре зоны расположения датчиков концентрации. Три зоны, в которые начинается проникновение соли, отмечены различными цветами на рис. 4: желтым – зона 1, розовым – зона 2, голубым – зона 3. Остальные датчики отнесены к зоне 4.

Вторая серия режимов имитирует возмущения по концентрации соли в одной из петель при работе разного количества ГЦН. Результаты расчётов этой серии экспериментов по коду КОРСАР/CFD планируется изложить в следующей статье.

Каждый экспериментальный режим повторялся пять раз, то есть выполнялись пять практически идентичных опытов. Разброс в результатах измерений позволяет определить погрешность реализации сценариев экспериментов.

Расчётная модель

Четыре входных патрубка и напорная камера реактора между корпусом и шахтой моделировались в трёхмерной постановке с помощью CFD-модуля (см. рис. 5).

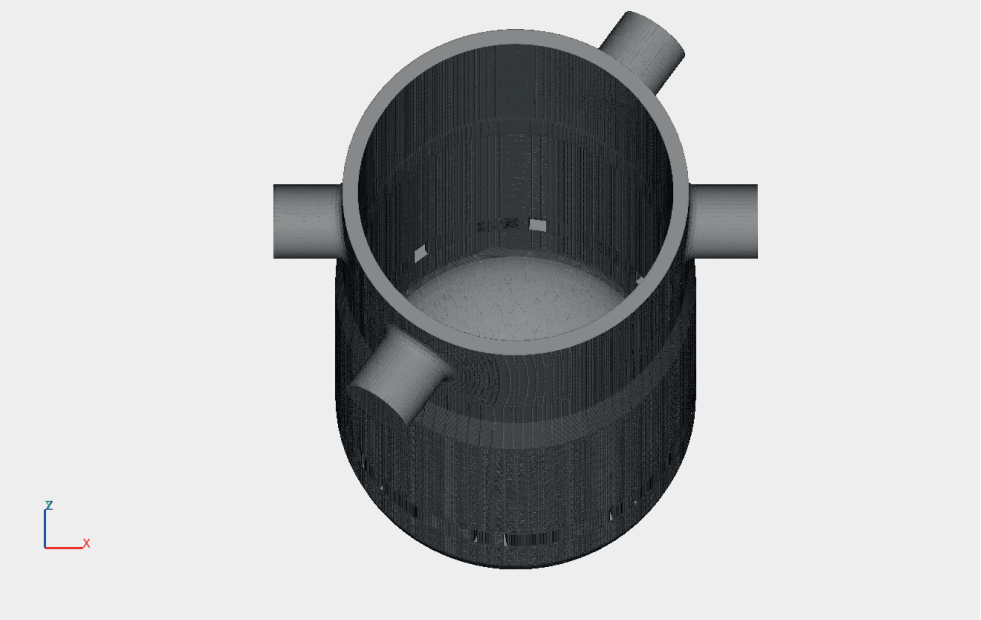

Рис. 5 – Трёхмерная область моделирования

В модели учитываются опоры шахты. При моделировании экспериментов ось x декартовой системы координат направлена из патрубка петли 4 в патрубок петли 2. Ось z имеет направление вверх вдоль оси модели реактора. Расчётная сетка содержит 6.7 миллиона одинаковых ячеек. Декартовы ячейки имеют практически форму куба с длиной рёбер около 3 мм. Фрагменты расчётной сетки вблизи днища шахты приведены на рис. 6. Из рисунка видно, что узкая часть области моделирования между корпусом и эллиптическим днищем шахты вдоль оси реактора включает в себя пять расчётных ячеек.

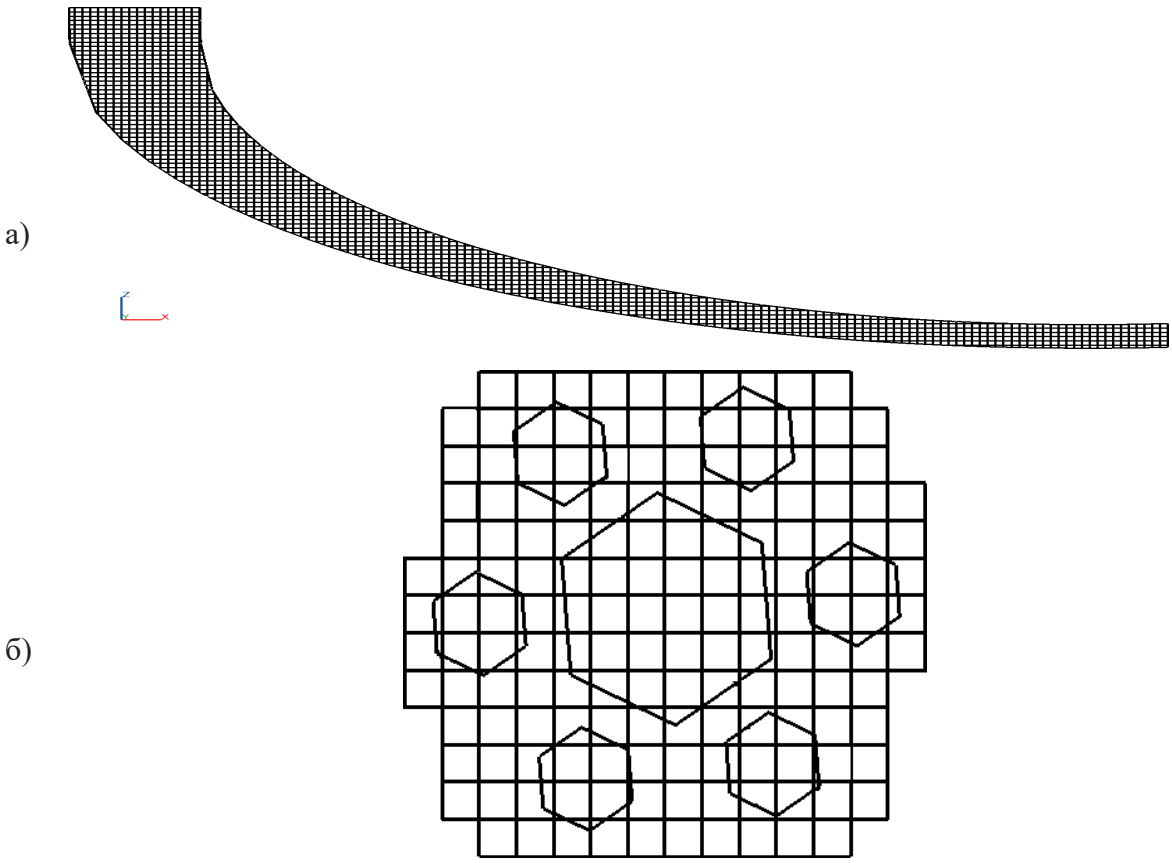

Рис. 6. Фрагменты расчётной сетки вблизи эллиптического днища шахты:

а) сечение xz, б) связка 3D и 1D областей.

Отверстия в эллиптическом днище количеством более 1300 и область за шахтой до выхода из опорных труб представлялась элементами 1D модели РК КОРСАР/CFD «канал», «коллектор» и «поперечное соединение». Пространство за шахтой разбивалось на 151 шестигранный канал, соответствующий опорным трубам и на 16 каналов, имитирующих периферийную часть нижней камеры без опорных труб. Периферийные каналы представлены четырьмя расчётными ячейками, шестигранные каналы разбиты на четыре, шесть и восемь расчётных ячеек. Количество расчётных ячеек увеличивается по мере приближения к центральной зоне. Ячейки каналов соединены между собой поперечными связями. Каналы, моделирующие отверстия в днище шахты, по входу связаны с элементом «CFD-модуль», а на выходе объединены посредством 167 элементов «коллектор» для присоединения к соответствующим периферийным и шестигранным каналам. На выходе из опорных труб с помощью элемента «граничная ячейка» задавалось общее давление. Одномерная расчётная схема модели нижней камеры показана на рис. 7 и рис. 8.

Использование одномерных элементов при нодализации нижней камеры реактора, затесненной металлическими конструкциями, эквивалентно применению модели пористого тела в этой области [6, 7].

Сечения 1324 отверстий нижней огибающей эллиптического днища шахты являются общими границами между 3D и 1D областями, через которые осуществляется связка 3D и 1D моделей. Следует отметить, что размер декартовых ячеек в 2.5 раза меньше диаметра малых отверстий и в 5.6 раза меньше диаметра больших отверстий. Поэтому сечение каждого отверстия диаметром 8 мм пересекает около четырех ячеек трёхмерной области, а отверстия диаметром 18 мм – порядка 20 ячеек (см. рис. 6).

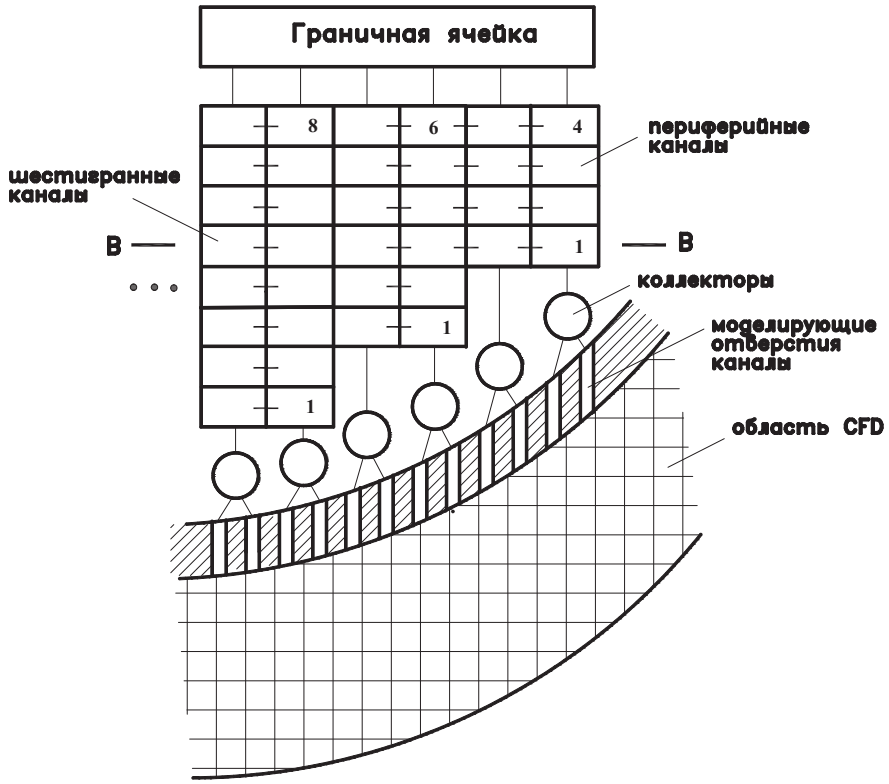

Рис. 7. Одномерная расчётная схема модели нижней камеры
(сечение А-А на рис. 4)

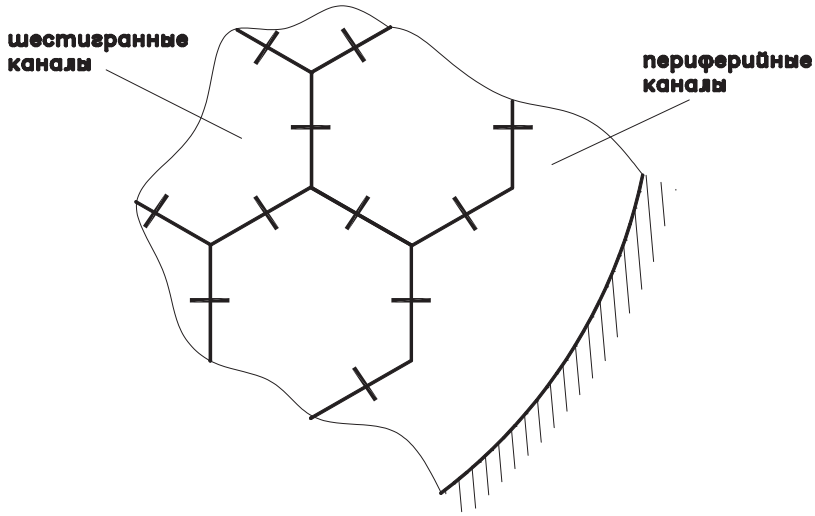

Рис. 8. Поперечные связи ячеек каналов нижней камеры
(сечение В-В на рис. 7)

Стыковки патрубков с фрагментами холодных ниток петель формируют четыре дополнительные границы между 3D и 1D областями моделирования. Фрагменты петель в 1D модели представлены короткими каналами длиной 0.035 м с одной расчётной ячейкой. Только холодная нитка работающей петли имитировалась длинным каналом протяженностью 8.5 м, разбитым равномерно на 240 расчётных ячеек. В начальный момент времени в этом канале задавалась пробка солевого раствора.

Динамика расходов по петлям для первой серии экспериментов задавалась по опытным данным с помощью элементов расчётной схемы «источник массы», подключенных ко входу в каналы фрагментов холодных ниток. Перенос безразмерной относительной концентрации солевого раствора в расчётах моделировался переносом безразмерной температуры теплоносителя:

$$\Theta = (T - T_0)/(T_1 - T_0),$$

где , $T_0 = 293.15\,\text{K}$, $T_1 = 303.15\,\text{K}$.

Расчёты выполнялись в режиме параллельных вычислений с использованием 273 процессов (один процесс для 1D области моделирования, 272 процесса для 3D области). Шаг интегрирования по времени составлял $2 \cdot 10^{-3}$ с. В 3D модели применялась алгебраическая модель турбулентности.

Сопоставление результатов расчётов и экспериментов

В качестве граничных условий при моделировании первой серии экспериментов задавались опытные данные по расходам теплоносителя, поступающего в напорную камеру из работающей петли 4 и уходящего из камеры в неработающие петли. На рис. 9 показаны изменения во времени расходов через работающую петлю.

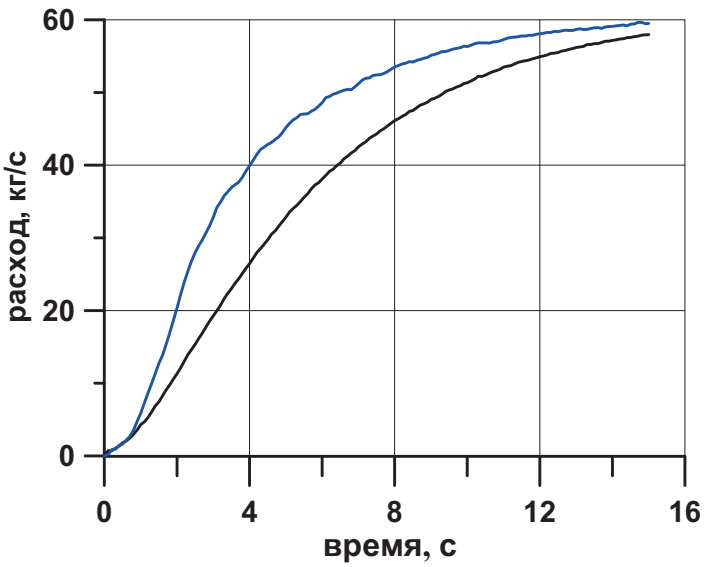

Рис. 9. Расход теплоносителя через работающую петлю

– режим 1, – режим 2

Согласно экспериментальным данным, перемешанная пробка солевого раствора начинает поступать в имитирующий активную зону пучок приблизительно на 9 с в режиме 1 и на 7 с в режиме 2. За 2 с наблюдается увеличение концентрации соли в трёх зонах: под патрубком работающей петли 4 и в двух, симметрично расположенных на противоположной стороне под патрубками неработающих петель (между петлями 1, 2 и между петлями 2, 3). Рост концентрации в остальной области происходит с запаздыванием порядка 1 с.

Динамика изменения концентрации соли на входе в активную зону обусловлена сложными трёхмерными гидравлическими процессами в напорной камере модели реактора. Качественно картина течения, полученная в расчётах по коду КОРСАР/CFD, выглядит следующим образом. Поступающий поток теплоносителя распространяется по обеим полуокружностям кольцевой камеры к противоположной стороне, постепенно приобретая вертикальную составляющую скорости, направленную к нижней камере. При этом под патрубком работающей петли образуется область стагнации потока. Соответственно, образуются два ярко выраженных языка распространения концентрации соли, которые являются причиной возникновения зон повышенной концентрации соли под неработающими петлями. Перед проникновением в нижнюю камеру через отверстия в эллиптическом днище шахты, эти два языка сливаются, дополнительно образуя третью зону повышенной концентрации соли под работающей петлей.

Для примера, на рис. 10 изображены поля скорости и относительной концентрации соли в момент времени 8 с по результатам расчёта режима 1. Следует отметить, что данная картина течения подтверждается расчётами этого эксперимента по коммерческому коду ANSYS CFX [8, 9]. Объяснение причины превалирующего растекания жидкости по окружности напорной камеры приведено в работе [10].

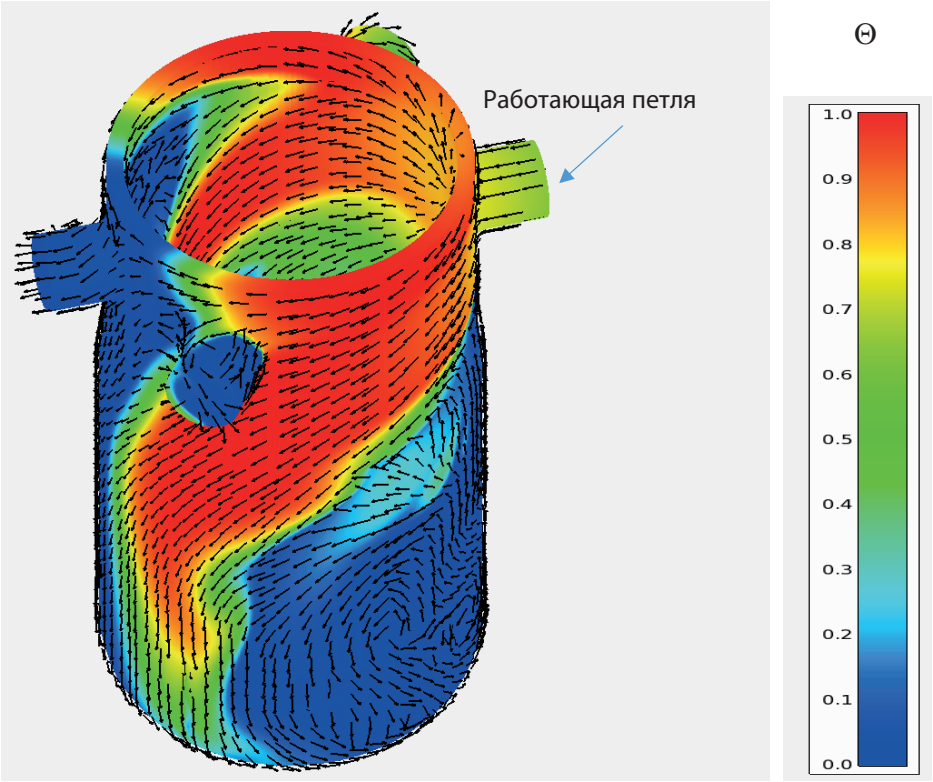

Рис. 10. Расчётные поля скорости и относительной концентрации соли при пуске одного насоса на модели ВВЭР-1000

Сопоставление расчётных и экспериментальных данных по динамике изменения концентрации соли в опорных трубах для выделенных зон и отдельных датчиков в них представлены на рис. 11, рис. 12 (режим 1) и на рис. 13, рис. 14 (режим 2).

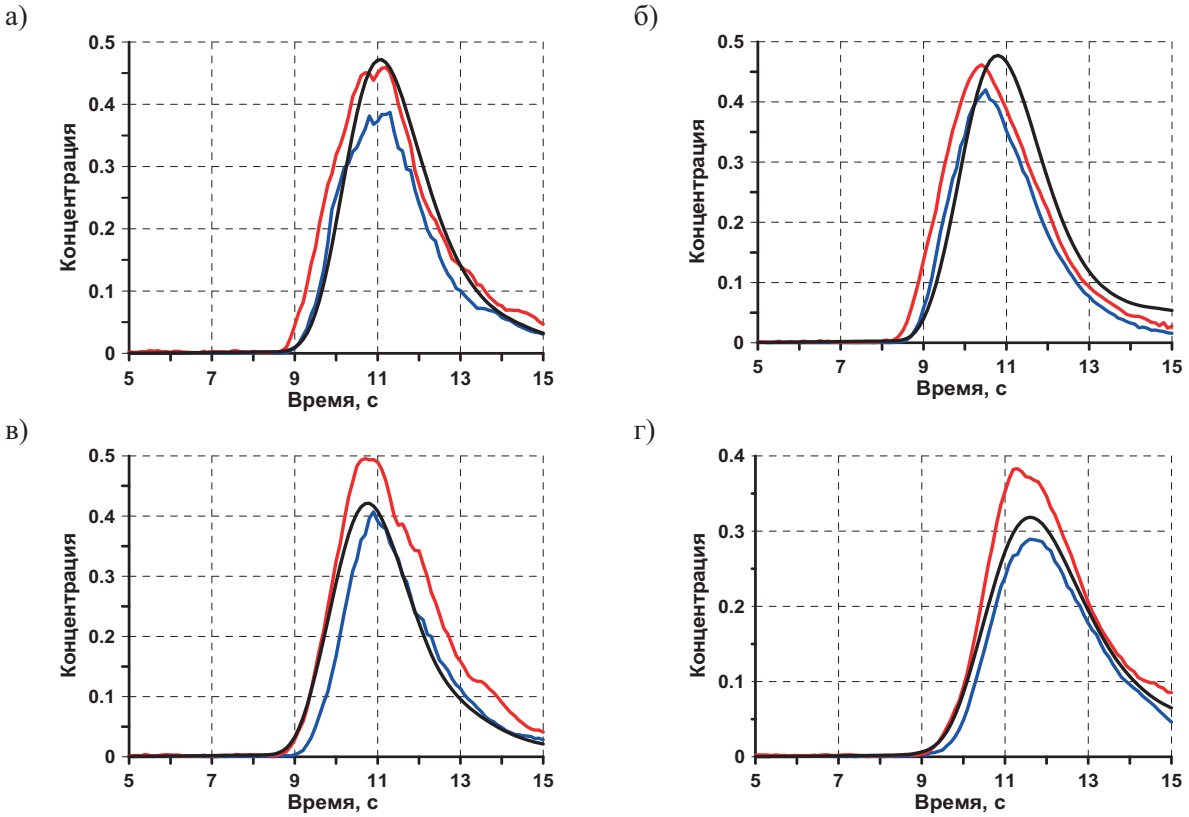

Рис. 11. Относительная концентрация соли на входе в опорные трубы для режима 1:
а) зона 1, б) зона 2, в) зона 3, г) зона 4.

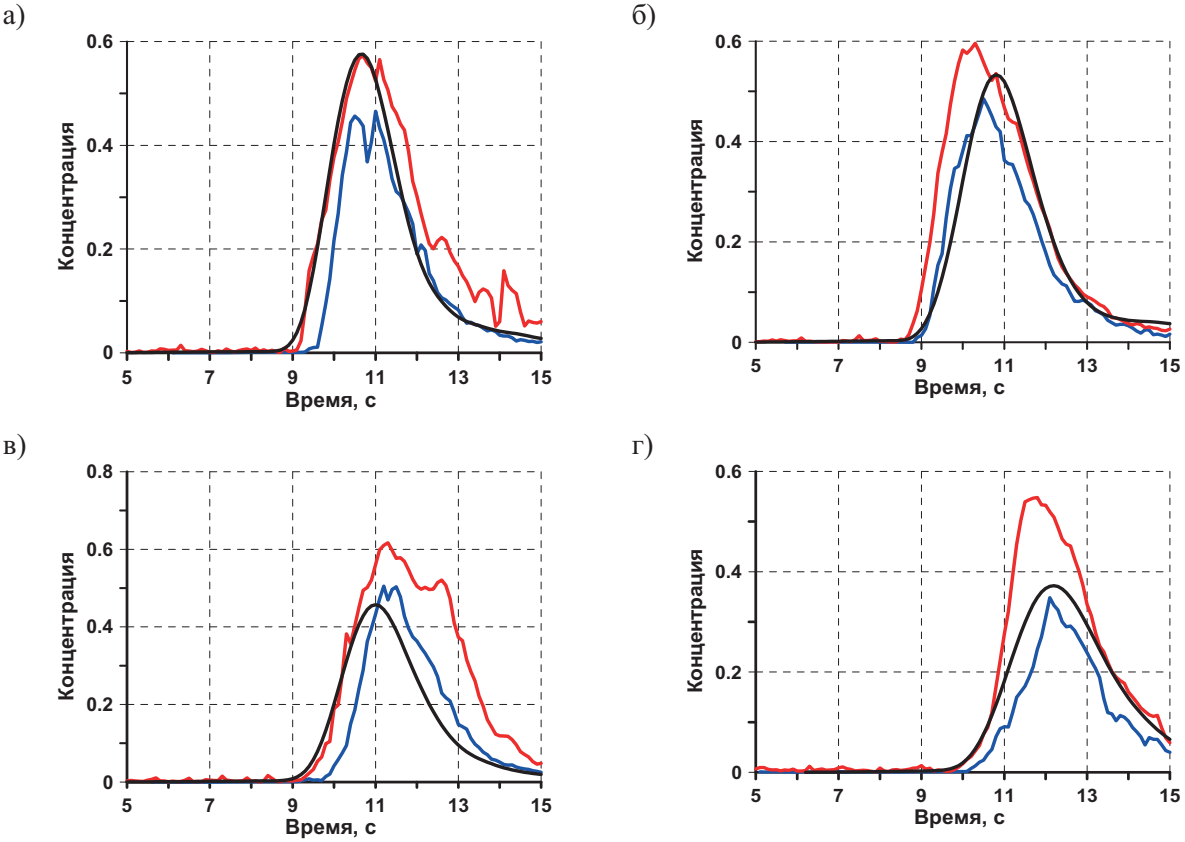

Рис. 12. Относительная концентрация соли на входе в опорные трубы для режима 1:
а) датчик 68, б) датчик 13, в) датчик 75, г) датчик 58.

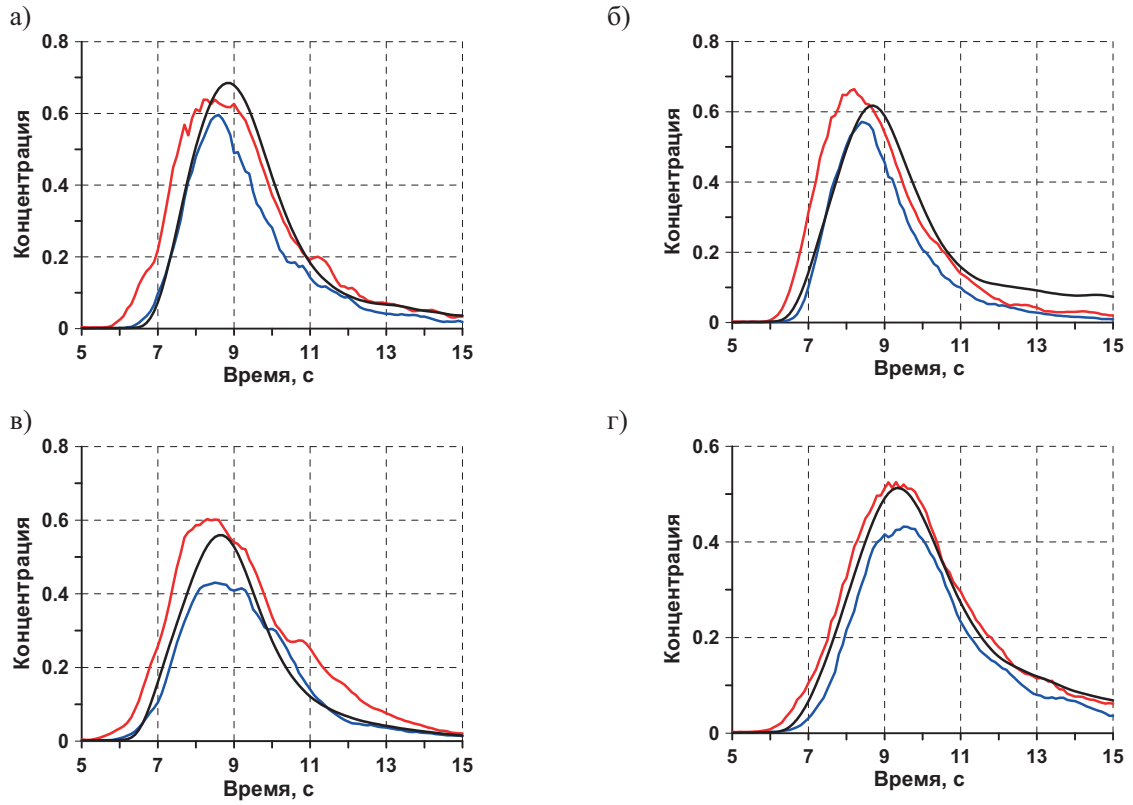

Рис. 13. Относительная концентрация соли на входе в опорные трубы для режима 2:
а) зона 1, б) зона 2, в) зона 3, г) зона 4.

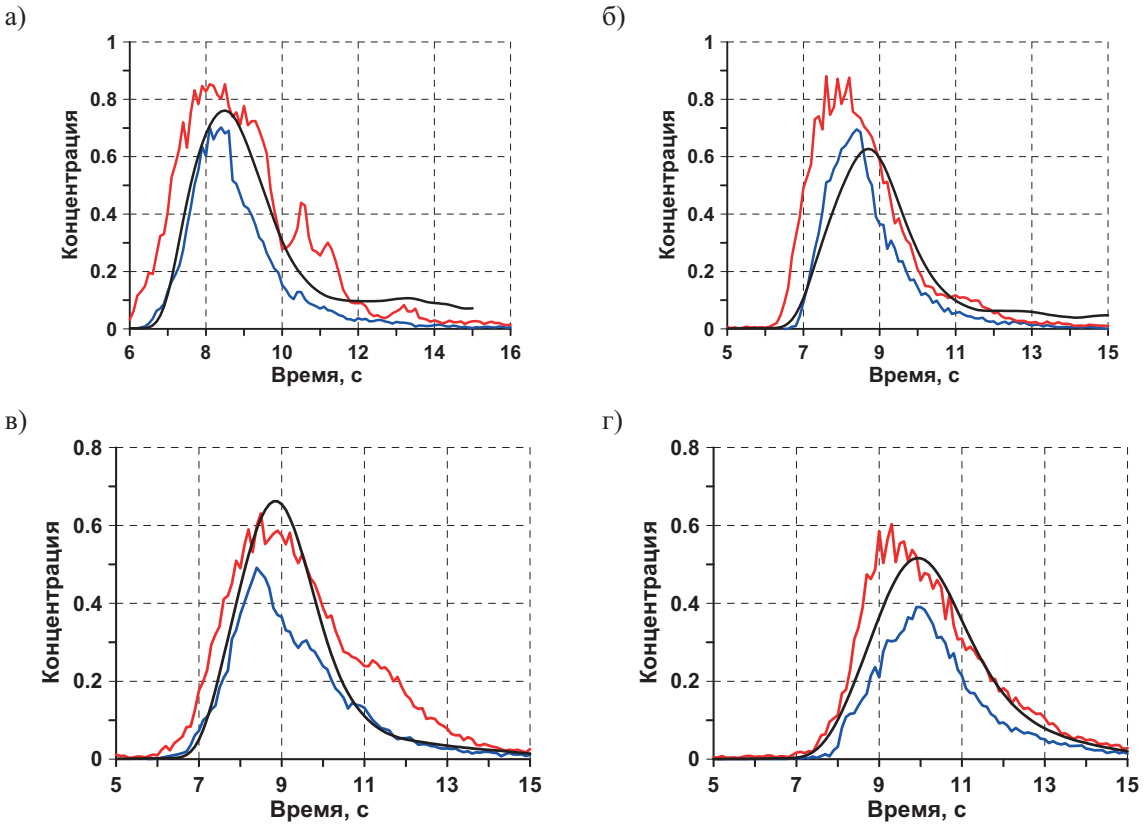

Рис. 14. Относительная концентрация соли на входе в опорные трубы для режима 2:
а) датчик 68, б) датчик 13, в) датчик 75, г) датчик 58.

На рис. 11–14 приведены три кривые: красная – максимальное значение регистрируемой относительной концентрации соли и синяя – минимальное значение относительной концентрации соли в каждый момент времени из пяти одинаковых опытов конкретного режима. Эти кривые определяют разброс экспериментальных данных. Чёрная кривая иллюстрирует результаты расчёта. Из рисунков видно хорошее согласование результатов расчётов и экспериментов.

На рис. 15 приведены средние по всем датчикам отклонения расчётных значений относительной концентрации соли от экспериментальных в каждый момент времени (отклонения для каждого датчика вычисляются по модулю).

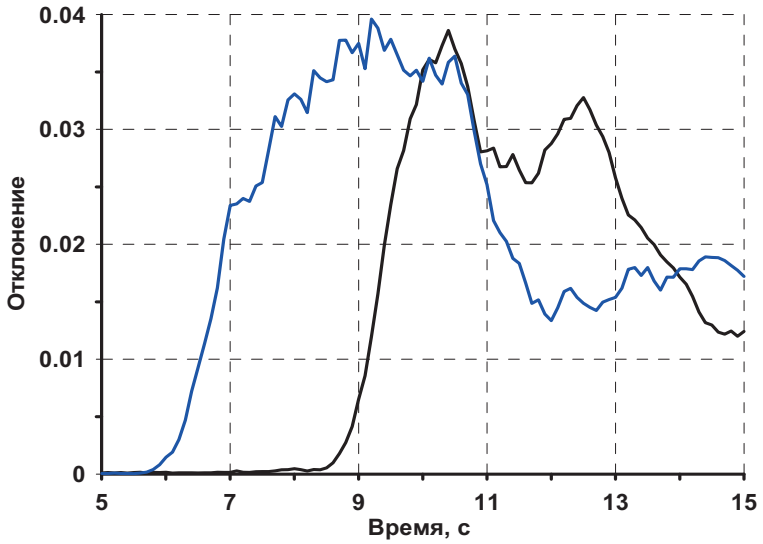

Рис. 15. Среднее по всем датчикам абсолютное отклонение расчётных и экспериментальных данных по безразмерной относительной концентрации соли:

– режим 1, – режим 2.

Абсолютные отклонения расчётных и экспериментальных данных по безразмерной относительной концентрации соли для обоих режимов не превышают величины 0.04, что составляет около 7 % от максимального значения относительной концентрации соли, регистрируемой по всем датчикам, расположенным в имитирующих трубках активной зоны.

Заключение

1. С целью верификации кода КОРСАР/CFD проведено расчётное моделирование экспериментов, выполненных на четырёхпетлевом стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС», по проникновению из холодной нитки «пробки» теплоносителя с повышенной концентрацией соли в активную зону при пуске одного циркуляционного насоса. Получено хорошее согласование результатов расчётов с экспериментальными данными.
2. Результаты расчётов демонстрируют анизотропное растекание жидкости в кольцевой области напорной камеры. Поступающий из патрубка поток теплоносителя движется азимутально в обе стороны, приобретая направление в нижнюю камеру при слиянии азимутальных потоков. Под патрубком работающей петли образуется область стагнации потока.
3. Анизотропная картина течения обуславливает неравномерное позонное изменение концентрации соли на входе в активную зону.

Литература

1. *Юдов Ю.В.* Численная реализация трёхмерной модели теплогидравлики на основе метода вложенной границы в расчётном коде КОРСАР/CFD / Ю.В. Юдов, С.С. Чепилко, И.Г. Данилов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. – 2018. – Вып. 4. – С. 46–56.
2. Объединение одномерной и трёхмерной моделей теплогидравлики в расчётном коде КОРСАР/CFD / Ю.В. Юдов, С.С. Чепилко, И.Г. Данилов, Д.С. Кастерин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. – 2019. – Вып. 1. – С. 57–68.
3. TACIS Project R2.02/02 “Development of safety analysis capabilities for VVER-1000 transients involving spatial variations of coolant properties (temperature or boron concentration) at core inlet”. Terms of Reference // European Commission, Europeaid Cooperation Office. 2020.
4. Отчет по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 1 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-662. ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». 2007.
5. Отчет по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 2 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-663. ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». 2007.
6. *Böttcher M.* Detailed CFX-5 study of the coolant mixing within the reactor pressure vessel of a VVER-1000 reactor during a non-symmetrical heat-up test // Nuclear Engineering and Design. 2008. V. 238. № 3. P. 445–452.
7. Validation and qualification of advanced thermal hydraulic and safety analysis tools for the safety assessment of VVER-1000 reactors / V. Sánchez, W. Jaeger, M. Böttcher, K. Ivanov, R. Stieglitz // Proceedings of the 7-th International Conference “Safety assurance of NPP with WWER”. 17–20 May 2011. Podolsk, Russia.
8. CFD analysis of a slug mixing experiment conducted on a VVER-1000 model / F. Moretti, D. Melideo, A. Del Nevo, F. D’Auria, T. Höhne, E. Lisenkov // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2009. – V. 2009. – Article ID 436218. – 12 p.
9. *Bucalossi A.* Experimental investigation of in-vessel mixing phenomena in a VVER-1000 scaled test facility during unsteady asymmetric transients / A. Bucalossi, F. Moretti, D. Melideo, A. Del Nevo, F. D’Auria, T. Höhne, E. Lisenkov, D. Gallory // Nuclear Engineering and Design. – 2001. – V. 241. – P. 3068–3075.
10. Трёхмерное моделирование напорной камеры реактора ВВЭР-1000 в режиме с несимметричной работой петель с помощью расчётного кода КОРСАР/CFD / Ю.В. Юдов, И.Г. Петкевич, В.Г. Артемов, Д.С. Кастерин, С.Н. Румянцев // Теплоэнергетика. – 2019. – № 11. – С. 91–101.

УДК 621.039.586

Исследование выхода продуктов деления из расплава кориума

[1]С.В. Бешта, [2]Е.В. Крушинов, [2]С.А. Витоль, [2]В.Б. Хабенский, [2]С.Ю. Котова, [2]А.А. Сулацкий, [2,3]В.И. Альмяшев, [4]В.В. Гусаров, [5]В.В. Безлепкин

[1] Королевский технологический институт, Стокгольм, Швеция;
[2] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия;
[3] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный электротехнический университет им. В.И. Ульянова (Ленина) «ЛЭТИ»», Санкт-Петербург, Россия;
[4] Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, Санкт-Петербург, Россия;
[5] АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

В статье представлены результаты экспериментов по исследованию влияния температуры и индекса окисленности расплава кориума на скорость выхода малолетучих продуктов деления. Проведено термодинамическое моделирование состава газовой фазы и сопоставление полученных оценок с экспериментальными данными. Результаты работы могут быть использованы при оценке распределения продуктов деления в условиях тяжелых аварий на АЭС.

Ключевые слова: тяжелые аварии, расплав кориума, продукты деления, фазовые равновесия.

UDC 621.039.586

Study of fission products release from corium melt

[1] S.V. Bechta, [2] E.V. Krushinov, [2] S.A. Vitol, [2] V.B. Khabensky, [2] S.Yu. Kotova, [2] A.A. Sulatsky, [2,3] V.I. Almjashev, [4]V.V. Gusarov, [5]V.V. Bezlepkin

[1]The Royal Institute of Technology (KTH), Stockholm, Sweden;
[2]Alexandrov Research Institute of Technology (NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;
[3]Saint Petersburg Electrotechnical University “LETI”, Saint Petersburg, Russia;
[4]Ioffe Institute, Saint Petersburg, Russia;
[5]JSC ATOMPROEKT, Saint Petersburg, Russia

Abstract

The article presents the experimental results of influence of temperature and corium melt oxidation index on the rate of low-volatile fission products release. Thermodynamic modeling of the composition of the gas phase and comparison of obtained estimations with experimental data was carried out. The results of the work can be used in assessing the distribution of fission products in the In-Vessel stage of NPP severe accidents.

Key words: severe accidents, corium melt, fission products, phase equilibria.

Введение

При оценке радиационных последствий тяжелых аварий с плавлением активной зоны необходимо выполнять расчёты поступления продуктов деления в реакторное пространство, а также временной динамики, радионуклидного и физико-химического состава аварийного выброса в окружающую среду. Для этого требуется проведение количественного анализа процес-

сов, определяющих формирование источника выброса, в частности, выхода продуктов деления из расплава активной зоны как на внутрикорпусной, так и на внекорпусной стадии тяжелой аварии (в бетонной шахте или в ловушке расплава). Учитывая многообразие конструкций реакторных установок, используемых противоаварийных мер и устройств, а также возможных сценариев тяжелых аварий, указанный анализ необходимо проводить в широком диапазоне изменения определяющих выход продуктов деления параметров, таких, как температура, состав расплава и атмосфера над ним, структура ванны расплава и др.

Наряду с экспериментальными исследованиями также необходимо проведение расчётных оценок как на внутрикорпусной, так и на внекорпусной стадии тяжелой аварии [1, 2]. Расчёт выхода продуктов деления из расплава кориума в атмосферу реакторного пространства проводят с использованием моделей, реализованных в форме различных компьютерных кодов. Отечественные (например, модуль MFPR-MELT кода СОКРАТ, FPMC, ГЕФЕСТ [3], МАВР-ТА и др.) и зарубежные (например, ASTEC/ELSA [4], MELCOR [5], MAAP [6] и др.) коды содержат, как правило, упрощенные механистические модели оценки выхода продуктов деления из твердого топлива и/или ванны расплава. Альтернативным подходом к оценке выхода продуктов деления из топлива и расплава кориума является совместное моделирование теплогидродинамики ванны, газоаэрозольного потока над расплавом и термодинамического равновесия между поверхностью расплава и ограниченным объёмом газового пространства над ним.

Развитие и верификация моделей и кодов, а зачастую и принципиальное понимание процессов и эффектов, влияющих на выход радионуклидов из расплава, невозможны без проведения модельных экспериментов, реализующих условия, близкие к тяжелоаварийным. Ниже приведен краткий обзор немногочисленных экспериментов такого типа, результаты которых позволили получить важную информацию по выходу продуктов деления из топлива и расплава.

В работе [7] была выполнена серия экспериментов по выходу продуктов деления из облученного топлива. Программы VERCORS (CEA, Франция) [8] и VEGA (JAEA, Япония) [9], в которых были использованы образцы UO_2 или МОКС-топлива различной степени выгорания, которые нагревались в различной атмосфере (пар и водород) до расплавления, позволили получить количественные данные о выходе продуктов деления.

Проект FPRMP был направлен на получение количественной оценки выхода продуктов деления и компонентов активной зоны из расплава кориума [10]. Эксперименты проводились в AEAT (Англия) и на ЛСК «Радон» (Россия) с целью определения кинетики выхода основных продуктов деления и минорных актинидов из металлических и оксидных расплавов. В этих исследованиях были использованы имитаторы продуктов деления и изучалось влияние температуры, кислородного потенциала, испарения в зависимости от физического выхода и образования шлака на природу и величину выхода. Также в рамках этой работы было исследовано испарение UO_2 в зависимости от стехиометрии расплава и температуры.

Эксперимент COLIMA CA-U3 [11] позволил получить информацию о выходе аэрозолей над ванной внутрикорпусного кориума в восстановительной атмосфере (Ar + 2 об. % H_2). Загрузка COLIMA CA-U3 сдержала 2 кг таблеток обедненного диоксида урана и порошки других оксидов (для имитации окисленной оболочки, стали и продуктов деления). Температура расплава кориума достигала 2760 °C и выдерживалась более 50 минут. Аэрозоли, собранные в охлаждаемой отводной трубе и фильтрах, а также закристаллизованный кориум были проанализированы. Наблюдаемый выход аэрозолей сопоставлялся с термодинамическими расчётами по кодам GEMINI2/NUCLEA и ASTEC/ELSA.

В эксперименте Phebus FPT-4 [12] был исследован выход основных продуктов деления и минорных актинидов из слоя фрагментов облученного топлива массой 3.8 кг и фрагментов окислен-

ной оболочки, включая их плавление с образованием ванны расплава. Испарение исследовалось в потоке пароводородной смеси с содержанием водорода 20 мол. %.

Результаты указанных экспериментов в совокупности с результатами программы Phebus-FP продемонстрировали существенное влияние состава атмосферы на выход продуктов деления и необходимость получения дополнительных данных в условиях поступления воздуха в систему [8].

Целью настоящей работы было экспериментальное и расчётное исследование локальных эффектов, влияющих на испарение продуктов деления и других компонентов расплава кориума, и расширение верификационной базы данных по выходу продуктов деления в высокотемпературной области существования расплава кориума. В цели работы входило также определение влияния температуры и индекса окисленности расплава на скорость выхода малолетучих продуктов деления. Состав расплава и его температура были выбраны репрезентативными состоянию оксидного слоя расплава внутри корпуса реактора перед разгерметизацией корпуса и поступлением кориума в ловушку. Поскольку индекс окисленности расплава может существенно изменяться в различных сценариях аварии (например, авария с большой течью и с полным обесточиванием), в экспериментах этот параметр варьировался в широких пределах. Также в работе проведено термодинамическое моделирование равновесных состояний между жидкой и газовой фазой, позволившее оценить применимость термодинамического подхода к оценке скорости выхода компонентов расплава, включая продукты деления, в газовую фазу.

Экспериментальная программа состояла из двух этапов. На первом этапе преследовались методические цели: определения достижимого перегрева расплава различной степени окисленности, тестирования работы газоаэрозольной системы экспериментальной установки и эффективности отдельных ее элементов, определения оптимального безаварийного расхода окислителя, возможности on-line контроля скорости окисления расплава. В этой части работы расплав кориума не содержал имитаторов продуктов деления. После анализа работы всех систем и экспериментальных данных по выходу компонентов расплава была произведена модернизация конструкции индукционной печи, газоаэрозольной системы и разработана процедура основного эксперимента. Затем был проведен основной опыт EVAN-1FP с имитаторами продуктов деления в ванне расплава химически прототипного кориума.

Экспериментальная установка и методика проведения эксперимента

Опыт EVAN-1FP по определению выхода малолетучих продуктов деления, урана и циркония из расплава кориума при различной температуре и степени окисленности расплава проводили методом индукционной плавки в холодном тигле [13] в атмосфере аргона (в стационарных режимах с индексом окисленности С-70, С-85 и С-100), а также в аргон-кислородной смеси (в режимах окисления расплава от С-70 до С-85 и от С-85 до С-100) на среднемасштабной установке «Расплав-3» с массой загрузки кориума 2 кг.

Исследование испарения расплава проводили методом потока, заключающегося в насыщении газа носителя, пропускаемого над расплавом с постоянным расходом, парами исследуемого вещества. Количество испаренного вещества определялось весовым методом – по массе аэрозольных частиц, осевших на элементах печи, системы пробоотбора и на аналитических фильтрах.

Схема печи и ее внешний вид представлены на рис. 1*а*. Газ-носитель подавался в нижнюю часть печи, последовательно проходил через коаксиальный зазор между холодным тиглем (5) и кварцевой обечайкой (4), зазоры между трубками холодного тигля над поверхностью расплава, вышерасположенное пространство и выходил в размещенное на оси крышки выходное

отверстие. Для уменьшения транспортных потерь аэрозолей (т. е. их отложений на элементах печи) ванна расплава (6) максимально заполняла холодный тигель (5), а находящийся непосредственно над расплавом объём печи был отделен от остального ее объёма кварцевой перегородкой (3). С этой же целью водоохлаждаемую шахту пирометра, которая предназначена для сдувки аэрозольных частиц с поля видения пирометра, лишь кратковременно опускали в печь при измерении температуры поверхности расплава и при отборе проб расплава. Все остальное время шахта была приподнята так, что ее нижний торец находился выше обращенной к расплаву внутренней поверхности крышки (1). Структуру потока газа в печи (рис. 1*б*) оптимизировали при разработке ее конструкции по результатам прямого численного моделирования течения газа [14].

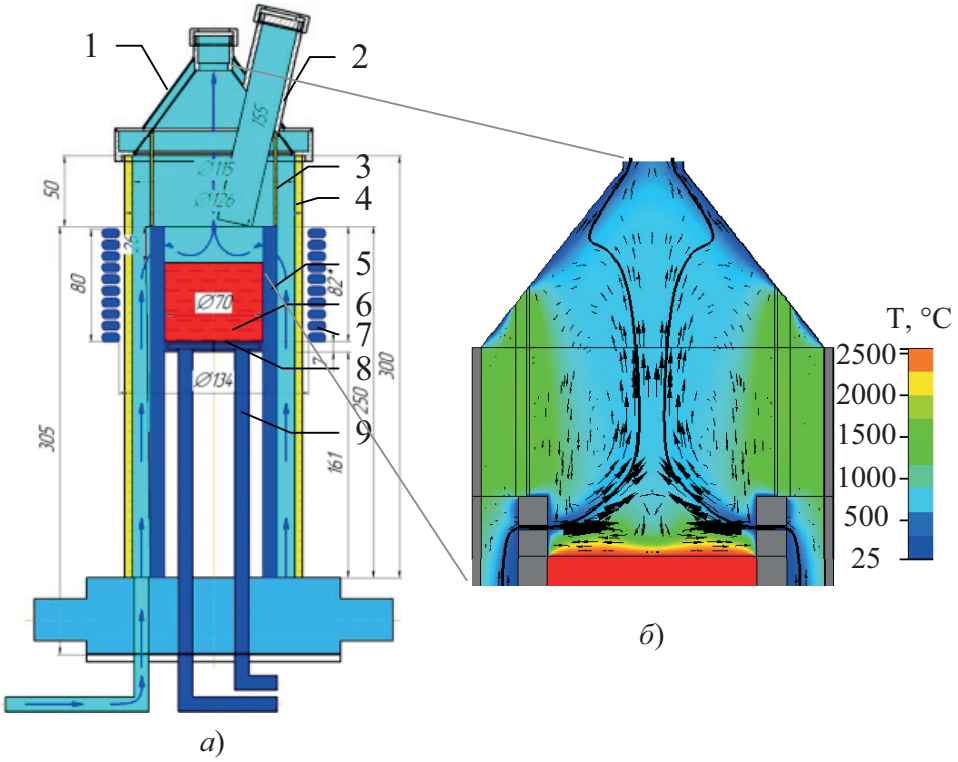

Рис. 1. Схема индукционной печи:

а) 1 – водоохлаждаемая коническая крышка печи; 2 – шахта пирометра; 3 – кварцевая перегородка; 4 – кварцевая обечайка; 5 – холодный тигель; 6 – расплав кориума; 7 – индуктор; 8 – донный гарнисаж; 9 – донный калориметр;

б) поле скоростей и температур газового потока в индукционной печи.

На рис. 2 представлена схема системы подачи газа и сбора аэрозолей. Для уменьшения аэрозольных отложений в главной линии (12) на ее стенке был установлен электромеханический вибратор (11). Для улавливания аэрозолей использовали параллельно включенные аналитические фильтры АФА (7) и фильтры средней площади ФСП (6), которые в эксперименте последовательно заменяли. Для улавливания газообразных оксидов рутения после фильтров были последовательно установлены два барботера (8) с 0.1 М раствором пероксодисульфата калия ($K_2S_2O_6(O_2)$) и 1 М раствором гидроксида калия (KOH).

В качестве имитаторов продуктов деления использовали вещества квалификации «х. ч.»: Mo и Ru – в виде порошков металлов, La_2O_3 и CeO_2, метацирконаты Ba и Sr, приготовленные из BaO и $Sr(OH)_2{\times}8H_2O$ путем их сплавления с диоксидом циркония. Условия проведения эксперимента EVAN-1FP представлены в табл. 1.

Процедура опыта заключалась в формировании и гомогенизации ванны расплава из порошка оксидов (UO_2, ZrO_2), компактного металлического Zr и имитаторов продуктов деления и дальнейшем отборе аэрозольных проб при выдержке ванны на квазистационарных режимах с определенной температурой поверхности. При переходе от режима к режиму изменяли либо температуру регулировкой напряжения индуктора, либо индекс окисленности кориума, пропуская над расплавом аргон-кислородную смесь. Таким образом, испарение расплава определили для трёх индексов окисленности при различных температурах. Для контроля изменения состава расплава производили отбор и закалку проб с помощью молибденовых пробоотборников. Для контроля газообразного RuO_4 в газе-носителе периодически отбирали аликвоты из барботеров. Эксперимент завершился отключением электромагнитного нагрева. Кристаллизацию расплава и охлаждение слитка кориума проводили в атмосфере аргона.

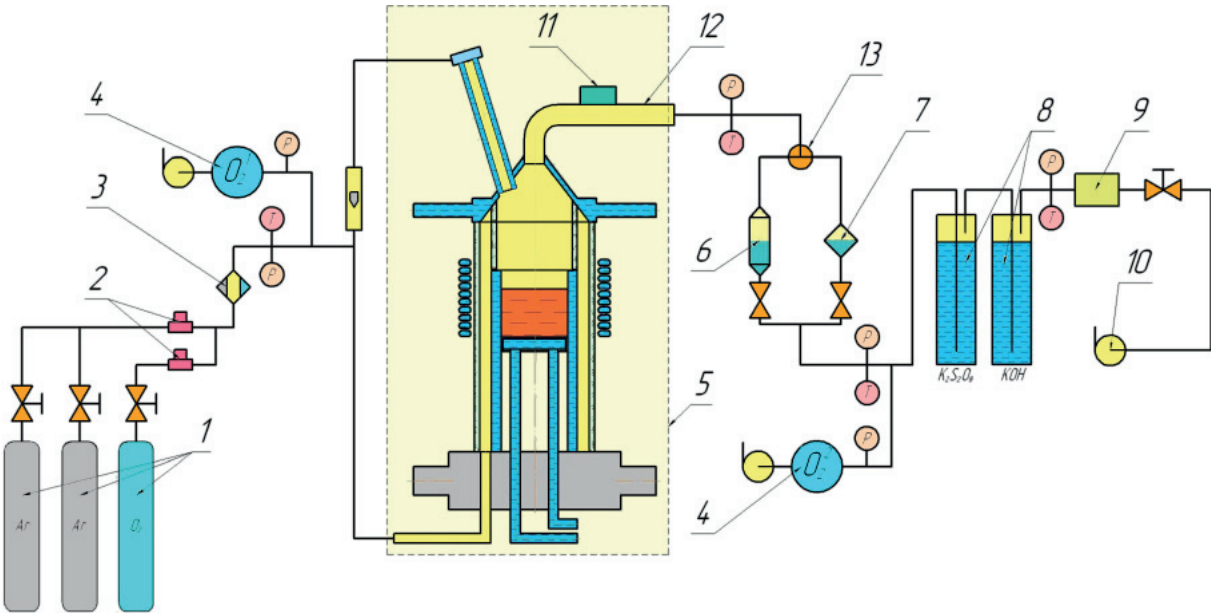

Рис. 2. Схема газоаэрозольной системы:

1 – баллоны с Ar и O_2; 2 – регуляторы газового потока; 3 – модуль смешения газов; 4 – электрохимические датчики кислорода; 5 – индукционная печь; 6 – Ф2: фильтр ФСП (заменяемый); 7 – Ф1: фильтр АФА (заменяемый); 8 – барботеры; 9 – измерители газового потока; 10 – вентилятор; 11 – электромеханический вибратор; 12 – основная линия (медная труба с электрохимической полировкой); 13 – трёхходовой вентиль.

Таблица 1

Условия проведения опыта EVAN-1FP

Состав расплава кориума, масс. %	Базовые компоненты	UO_2	72.64
		ZrO_2	19.38
		Zr	6.15
	Имитаторы продуктов деления	SrO	0.14
		BaO	0.23
		CeO_2	0.45
		La_2O_3	0.20
		Ru	0.35
		Mo	0.46
Атомное отношение U/Zr			1.2
Индекс окисленности расплава кориума, C_n			70–100
Диапазон температур поверхности ванны расплава кориума, °C			2535–2696
Атмосфера над расплавом кориума, об.%			100 Ar или 80 Ar + 20 O_2

Пост-тест исследования извлеченного слитка, проб расплава, отобранных в ходе эксперимента, и аэрозолей, собранных, как с элементов печи, так и на фильтрах АФА и ФСП, заключались в осмотре, описании, фотографировании, взвешивании всех компонентов плавки, подготовке проб для проведения детального физико-химического анализа и непосредственно в проведении анализов.

После проведения опыта содержание основных компонентов (U, Zr) в слитке кориума, пробах расплава и аэрозолях определяли методом рентгеноспектрального флуоресцентного анализа (РСФА) [15], а содержание имитаторов продуктов деления (Sr, Ba, Ce, La, Mo, Ru) – методом масс-спектрометрии с индукционно связанной плазмой (ИСП-МС) [16]. Степень окисления Zr в пробах расплава кориума, отобранных в ходе эксперимента, определяли по непосредственным измерениям свободного Zr волюмометрическим методом [17, 18]. Содержание U^{4+} и U^{6+} в слитке кориума и в пробах аэрозолей определяли фотометрическим методом с реагентом арсеназо-III [19, 20].

Погрешности определения скоростей выхода аэрозолей связаны с погрешностями применяемых инструментальных методов анализа состава проб. Относительная погрешность в определении содержания основных компонентов составляет менее 5 отн.%, а имитаторов продуктов деления – 10–50 отн.%. Погрешность определения степени окисления циркония составляет 10 отн.%. Погрешность при расчёте скоростей выхода имитаторов продуктов деления, урана и циркония по навескам на фильтрах при наиболее неблагоприятных условиях (минимальной экспозиции фильтра) составляет не более 11 отн. % [10].

Результаты и их обсуждение

Обобщенные результаты измерений массовой скорости испарения расплава кориума представлены в табл. 2.

Таблица 2

Характеристики температурных режимов и массовые скорости испарения расплава

Режим	Степень окисленности расплава, C_n	Атмосфера над расплавом (газ-носитель), об. %	Расход газа-носителя (G), л/мин	Температура поверхности расплава (T), °C	Массовая скорость испарения (v)*, мг/(см^2·час)
I	70	100 Ar	10	2 595	249.29
II				2 535	136.64
III	70–85	80 Ar + 20 O_2		–	
IV	85	100 Ar		2 639	154.01
V				2 696	533.24
VI				2 655	373.25
VII	85–100	80 Ar + 20 O_2		–	
VIII	100	100 Ar		2 652	333.64

* – средняя скорость по фильтрам Ф1 с учётом транспортных потерь.

Несмотря на принятые технические меры по снижению массы аэрозольных отложений на элементах печи и в магистралях (до фильтров), масса отложений оказалась существенной – примерно 60 % от общей массы аэрозолей (рис. 3). Поэтому при определении скорости испарения расплава на отдельных режимах учтены транспортные потери по их общей массе. Общие за время эксперимента транспортные потери были распределены между отдельными режимами в предположении, что скорость осаждения аэрозолей пропорциональна их массовой концентрации в потоке, т. е. отношение скорости осаждения к скорости повторного срыва аэрозолей постоянно во времени.

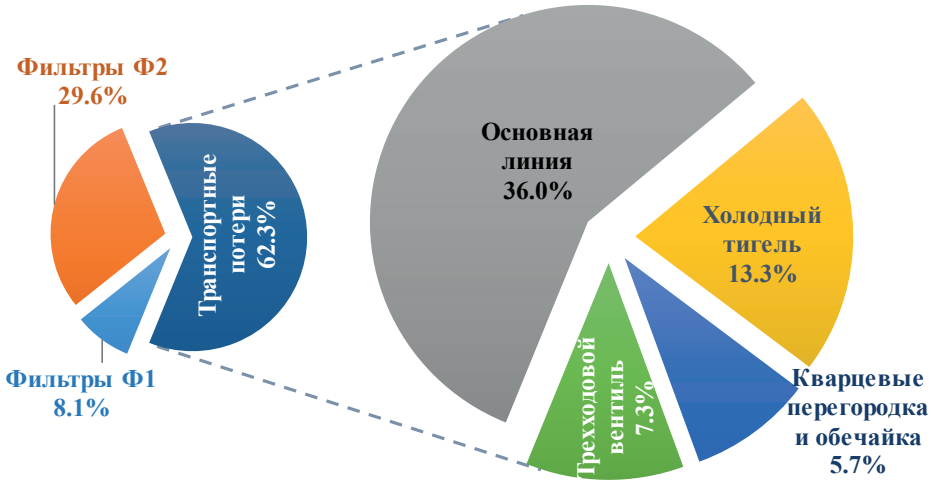

Рис 3. Распределение аэрозолей по расположению на элементах печи и газоаэрозольной системы в опыте EVAN-1FP

Скорости испарения на переходных режимах, при которых происходило окисление расплава, в табл. 2 не приведены, т.к. их трудно интерпретировать, поскольку температуру поверхности расплава в этих режимах не удалось определить по причине ее роста при неизменном напряжении индуктора из-за выделяемого тепла химических реакций окисления и изменения индуцируемой в расплаве мощности, вызванного изменением электропроводности расплава. Учесть эти эффекты количественно расчётным путем затруднительно.

В режимах с окислением, как в основном эксперименте, так и в претестах, было определено, что скорость окисления расплава не изменяется с уменьшением концентрации свободного циркония в расплаве, а чувствительна лишь к расходу и гидродинамике течения газа. Связано это с тем, что кинетика окисления расплава со свободной поверхностью контролируется не подводом к интерфейсу восстановителя (металлов в расплаве), а подводом окислителя (кислорода в газовой смеси) [14, 21–23].

В табл. 3 представлены результаты анализа аэрозольных проб по данным РСФА и ИСП-МС, а также поэлементные скорости выхода с учётом транспортных потерь для стационарных режимов.

Из табл. 3 видно, что аэрозоли обогащены оксидом урана и обеднены оксидом циркония по сравнению с составом расплава. Концентрация стронция и бария в аэрозолях заметно уменьшается с увеличением индекса окисленности расплава, концентрация рутения практически постоянна (с учётом ошибки определения), а концентрация молибдена существенно растет. Следует отметить, что анализ аликвот из барботеров не показал заметного выхода газообразного тетраоксида рутения – измеренные концентрации рутения в пробах из барботеров соответствовали пределам чувствительности его определения.

Структура слитка

При дефрагментировании слитка в нижней его части на высоте около 5 мм от нижнего торца было обнаружено металлическое включение массой 5.11 г, содержащее по результатам РСФА, в масс. %: 88.8 Ru, 11.0 Mo, 0.2 Zr, а по результатам сканирующей электронной микроскопии и рентгеноспектрального микроанализа (СЭМ/РСМА), в масс. %: 86.8 Ru, 13.2 Mo. Его внешний вид и схема расположения в слитке представлены на рис. 4. Содержание рутения в металлическом включении составило 76 % от введенного в исходную шихту общего его количества.

Обнаруженное в опыте металлическое включение свидетельствует о равновесном расслаивании расплава на оксидную и металлическую жидкости перед его кристаллизацией. Плотность металлического включения при комнатной температуре оказалась выше, чем плотность оксидов: плотность металлического включения – 12.01 г/см^3, а средней пробы слитка – 8.65 г/см^3. Малое количество металлического расплава указывает на близость состава к границе области расслаивания.

Таблица 3

Результаты анализа проб по данным РСФА и ИСП-МС
и скорости выхода имитаторов продуктов деления с учётом транспортных потерь
для режимов I–VIII, рассчитанные по навескам на фильтрах

	U	Zr	Sr	Ba	La	Ce	Ru	Mo		
	Содержание элемента в расплаве, масс. %									
	63.48	19.22	0.12	0.20	0.15	0.37	0.35	0.45		
Режим	Содержание элемента в аэрозолях, масс. % Скорость выхода, мг/(см^2·ч)								Экспозиция, с*	Масса, мг**
I	74.05 184.60	2.93 7.30	5.57 13.89	2.66 6.63	0.18 0.46	0.20 0.49	0.13 0.32	0.96 2.38	360	987.2
II	73.26 100.10	2.67 3.65	6.62 9.05	3.42 4.67	0.20 0.27	0.07 0.09	0.10 0.13	0.58 0.79	630	946.9
IV	83.81 129.07	1.09 1.68	0.45 0.69	0.75 1.16	0.09 0.14	0.18 0.27	0.12 0.18	0.87 1.34	727	1231.6
V	84.53 450.75	1.01 5.39	0.32 1.71	0.55 2.92	0.11 0.60	0.10 0.54	0.19 0.99	0.89 4.76	320	1877.0
VI	85.00 317.26	1.00 3.73	0.26 0.97	0.53 1.96	0.07 0.25	0.18 0.65	0.22 0.83	0.57 2.11	450	1847.6
VIII	79.32 264.64	0.77 2.57	0.10 0.33	0.14 0.47	0.04 0.12	0.12 0.39	0.09 0.29	7.45 24.84	420	1541.4

* – суммарное время работы всех фильтров АФА на данном режиме;

** – приведенная масса аэрозолей, осевших на фильтрах АФА, с учётом транспортных потерь.

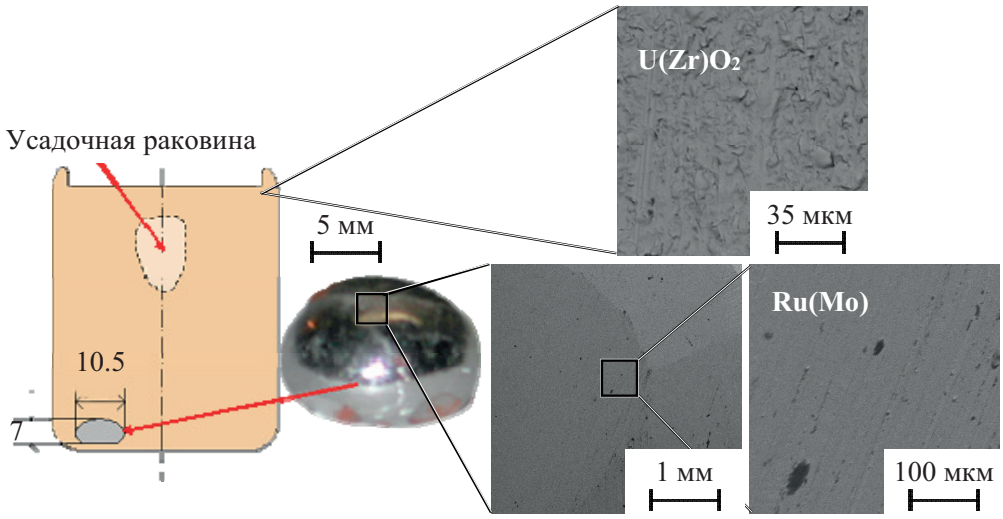

Рис. 4. Схема расположения металлического включения на основе Ru и Mo в слитке, полученном в опыте EVAN-1FP, его вид и результаты СЭМ/РСМА исследований

При этом термодинамическая оценка фазового состава в жидкофазной области системы по коду GEMINI2/NUCLEA не показывает наличия второй жидкости (рис. 5).

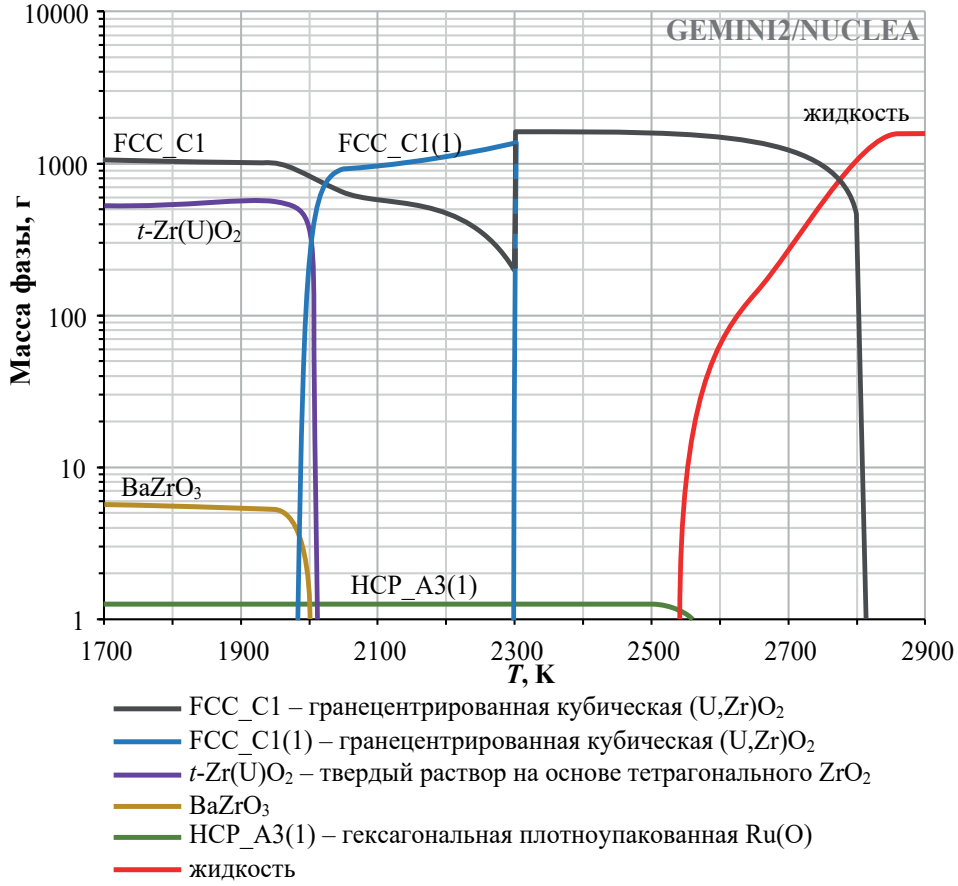

Рис. 5. Термодинамическое моделирование температурной зависимости фазового состояния кориума, отвечающего результирующему составу опыта EVAN-1FP (C-100)

По данным термодинамического расчёта обогащенная рутением фаза HCP_A3(1) начинает кристаллизоваться лишь при 2277 °C после кристаллизации твердого раствора на основе $(U, Zr)O_2$. Однако, если бы это было так, то в эксперименте металлическая фаза была бы равномерно распределена по фронту кристаллизации, т. е. отсутствовало бы одно компактное включение округлой формы. Это свидетельствует о несовершенстве и необходимости пополнения, оптимизации и верификации базы данных фазовых равновесий.

Влияние температуры и степени окисленности кориума на скорость испарения компонент

Температура оказывает определяющее влияние на скорость испарения. На рис. 6 приведены температурные зависимости скоростей испарения компонентов расплава и имитаторов продуктов деления. Обращают на себя внимание близкие энергии активации испарения у Ba, Sr и La, что в некоторых случаях может коррелировать с близостью скрытых теплот испарения.

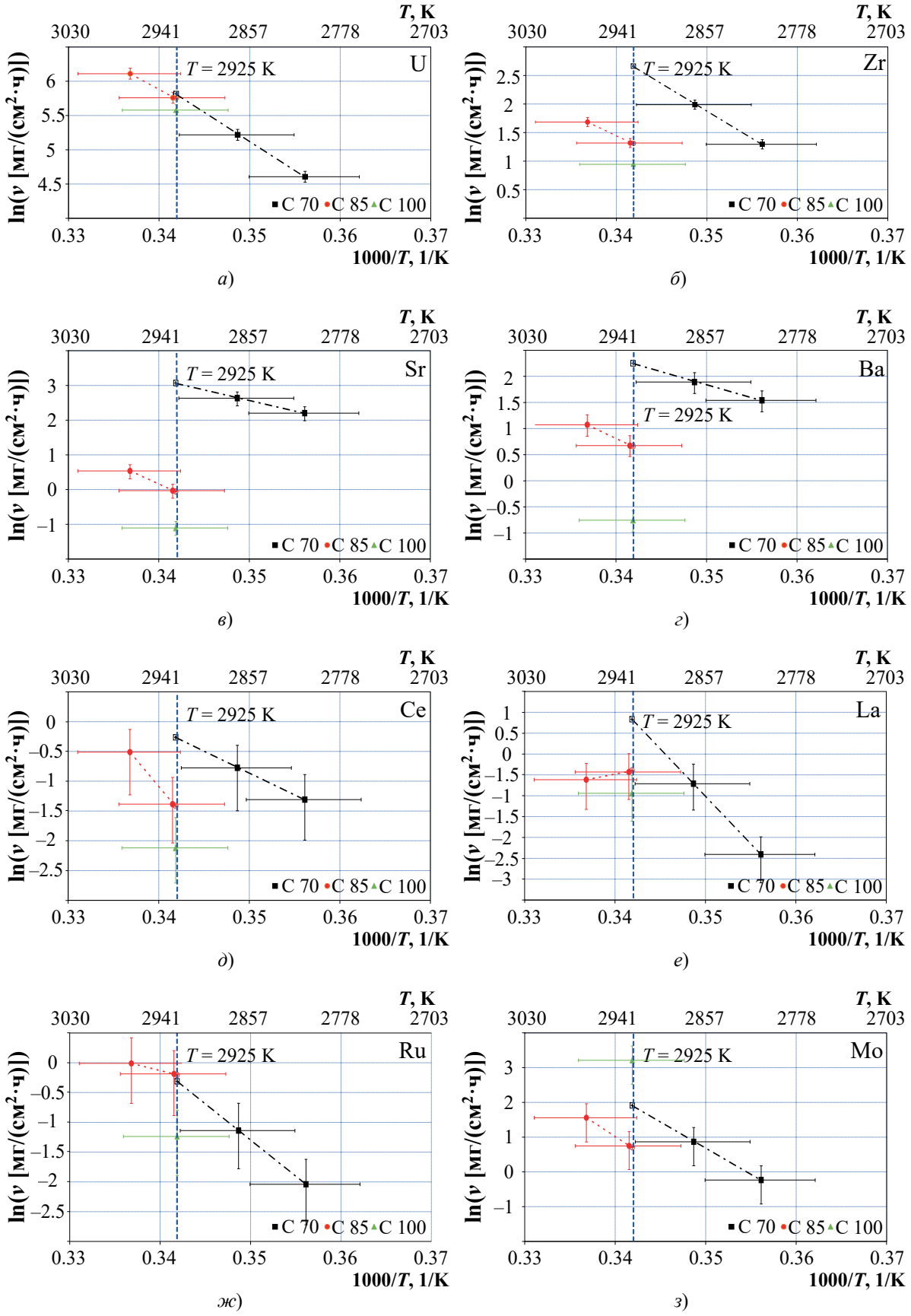

Рис. 6. Температурные зависимости скорости испарения основных компонентов (U (*а*), Zr (*б*)) и имитаторов продуктов деления (Sr (*в*), Ba (*г*), La (*д*), Ce (*е*), Ru (*ж*), Mo (*з*)), полученные в опыте EVAN-1FP

Изменение состава расплава из-за окисления привело к существенному изменению температуры ликвидус, которая составляет для составов С-70 и С-100 2450 и 2 550 °С, соответственно. Из-за этого отличия и ограниченных возможностей по перегреву расплава в условиях индукционной плавки в холодном тигле над температурой ликвидуса, в опыте не удавалось достичь одинаковых температур при различном индексе окисленности.

С целью определения влияния индекса окисленности кориума на скорости испарения компонентов, последние были экстраполированы к такой температуре, при которой область экстраполяции была бы минимальной, т. е. к 2 652 °С. При этой же температуре было проведено термодинамическое моделирование с использованием программных кодов GEMINI2/NUCLEA [24, 25] и IVTANTHERMO [26] в предположении, что достигается локальное термодинамическое равновесие между расплавом и ограниченным объёмом проходящего над ним газа. Этот объём газа оценили по данным, полученным в режимах с окислением расплава в предположении, что кислород полностью поглощается расплавом из находящегося в равновесии с ним объёма Ar/O_2 смеси. В эксперименте объёмная доля поглощенного расплавом кислорода составила около 40 % от объёма кислорода, подаваемого в печь. Поэтому в расчёте моделировали равновесие расплава и кислорода в количестве 40 % от его общего объёма, пропущенного над расплавом за время режима. Состав расплава задавался исходя из предположения, что масса расплава и концентрация компонентов в нем изменяются линейно от исходной загрузки до средней пробы слитка. При использовании кода GEMINI2/NUCLEA элементы Ce и Mo в расчёт включены не были ввиду их отсутствия в используемой базе данных. Экспериментальные и расчётные зависимости скоростей испарения компонентов расплава от индекса окисленности приведены на рис. 7.

Из результатов, представленных на рис. 7, следует, что экспериментальные скорости испарения большинства элементов уменьшаются, причем для Sr и Ba весьма существенно, с увеличением степени окисленности расплава, скорость испарения рутения изменяется несущественно, а скорость испарения Mo уменьшается при окислении от С-70 до С-85 и увеличивается при дальнейшем окислении до С-100.

Результаты термодинамического моделирования влияния индекса окисленности на скорость испарения компонентов расплава, полученные при использовании кода GEMINI2/NUCLEA, качественно соответствуют экспериментальным данным для Sr, Ba, La и Zr. Следует отметить, что для бария (особенно на участке от С-70 до С-85) результаты термодинамического прогноза хорошо согласуются с экспериментальными данными. Для урана и рутения имеет место качественное отличие, которое особенно заметно для урана. Согласно термодинамическому прогнозу испарения расплава с индексом окисленности С-100, проведенному с использованием кода GEMINI2/NUCLEA, из расплава испаряется очень большое количество UO_2, однако эксперимент не подтвердил такую высокую интенсивность испарения.

Результаты термодинамического моделирования с использованием программного кода IVTANTHERMO также представлены на рис. 7. Следует отметить, что если общая тенденция изменения соотношения компонентов пара с изменением индекса окисленности кориума от С-70 до С-100 для большинства элементов (Zr, Ba, Sr, Mo, Ru) как в эксперименте, так и для данных, полученных расчётом, одинакова, то количественное соответствие по порядку величины между расчётными и экспериментальными данными во всем диапазоне изменения С наблюдается только для циркония (рис. 7, *б*). В случае С-100 расчётные данные для содержания в паре урана в 2.5 (IVTANTHERMO) – 5 (GEMINI2/NUCLEA) раз превышают экспериментальные. Для всех остальных элементов различия между расчётным составом и экспериментом составляют порядок и более. Эти различия могут быть связаны как с особенностью проведе-

ния эксперимента, так как условия эксперимента нельзя считать близкими к равновесию, так и использованной для расчёта достаточно упрощенной моделью идеальной смеси.

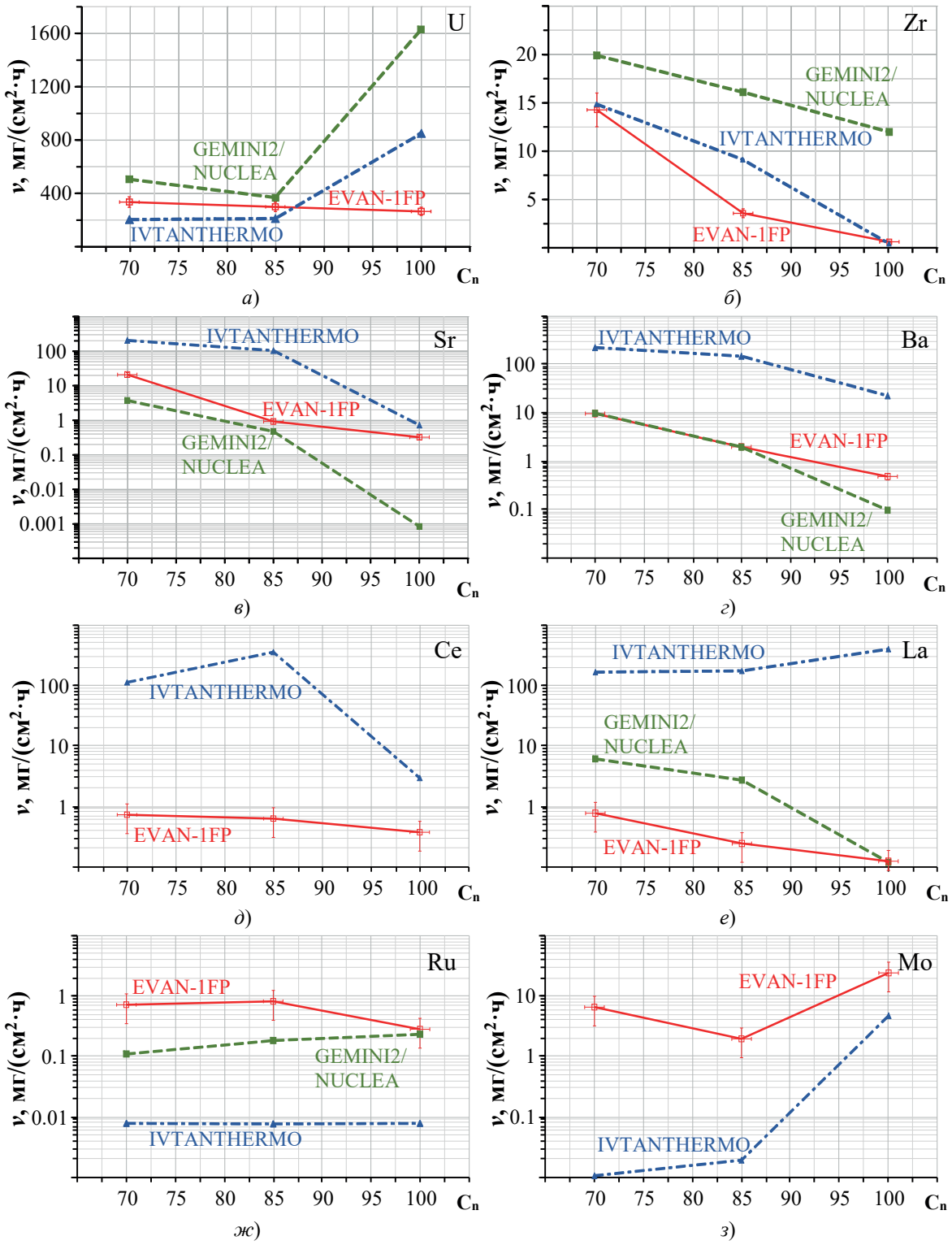

Рис. 7. Экспериментальные и расчётные зависимости скоростей испарения основных компонентов расплава (U (*а*), Zr (*б*)) и имитаторов продуктов деления (Sr (*в*), Ba (*г*), Ce (*д*), La (*е*), Ru (*ж*), Mo (*з*)) в зависимости от индекса окисленности расплава при 2652 °C, полученные для условий опыта EVAN-1FP

В пользу необходимости использования более сложной модели расплава свидетельствует, в частности, обнаруженное в эксперименте явление жидкофазного расслаивания, что возмож-

но только в случае достаточно больших значений энтальпии смешения, в отличие от модели идеальной смеси, в которой энтальпия смешения предполагается равной нулю.

Сравнивая результаты термодинамического моделирования можно отметить следующее. Расчётные оценки испарения урана и циркония качественно согласуются друг с другом. При этом в эксперименте не было зафиксировано резкого увеличения скорости выхода урана при увеличении степени окисленности расплава, как это следовало бы ожидать исходя из прогнозных расчётов. По данным расчётов IVTANTHERMO при С-100 испарение урана происходит, в основном, в форме UO_2, что качественно совпадает с экспериментальными данными, но расходится с прогнозом, выполненным по коду GEMINI2/NUCLEA.

Полезным также представляется сопоставление расчётных (по коду IVTANTHERMO) и экспериментальных данных о равновесии между жидкой и газовой фазой (рис. 8).

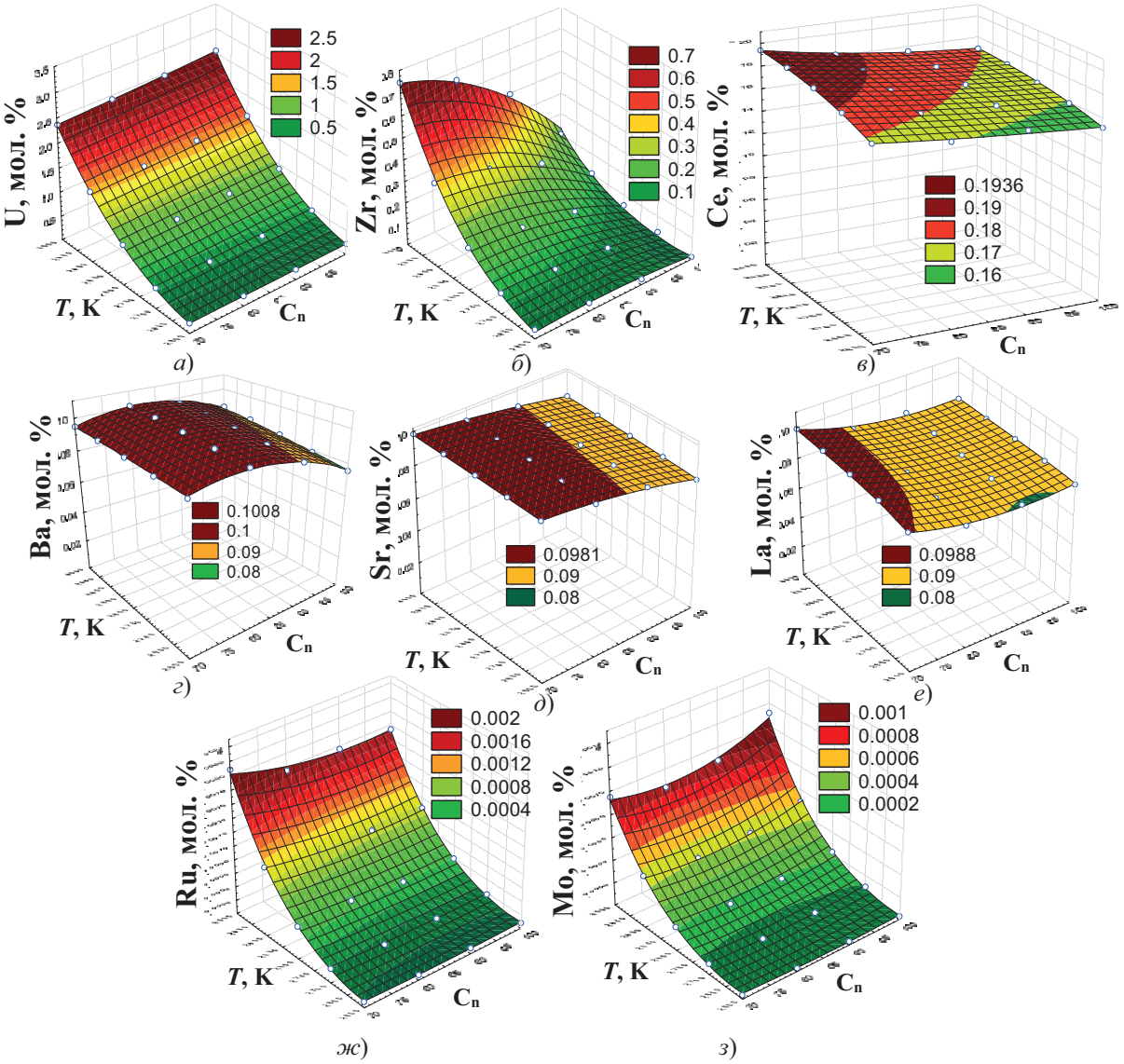

Рис. 8. Расчётные и экспериментальные данные о равновесной концентрации основных компонентов расплава (U (а), Zr (б)) и имитаторов продуктов деления (Ce (в), Ba (г), Sr (д), La (е), Ru (ж), Mo (з)) в газовой фазе в зависимости от температуры и степени окисленности кориума, полученные для условий опыта EVAN-1FP

Обобщая полученные результаты можно констатировать, что полученные расчётные оценки как по коду GEMINI2/NUCLEA, так и по коду IVTANTHERMO, вполне могут быть использованы для качественной оценки влияния индекса окисленности кориума на изменение состава паровой фазы над расплавом. При этом следует отметить взаимодополняемость кодов и возможность улучшения прогнозных оценок при проведении перекрестных расчётов.

Интегральный выход основных компонентов и имитаторов продуктов деления из расплава представлен на рис. 9 в процентах от исходного содержания соответствующих элементов в расплаве. Следует отметить, что в начале эксперимента при С-70 испарилась значительная доля стронция, что повлияло на скорость испарения этого элемента в дальнейшем.

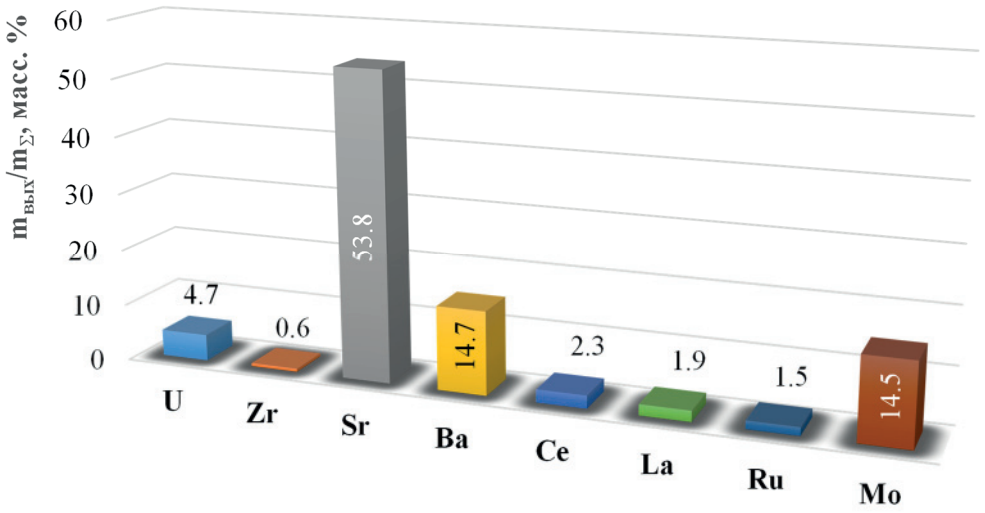

Рис. 9. Интегральный выход основных компонентов и имитаторов продуктов деления из расплава в газовую фазу в опыте EVAN-1FP (массовая доля от их исходного содержания в расплаве)

Фазовый состав

Анализ аэрозолей, осевших на фильтрах Ф1 был проведен методом рентгенофазового анализа с использованием рентгеновского дифрактометра ДРОН-3М (CuK_{α}-излучение), оснащенного системой автоматизации DifWin фирмы Эталон-ПТЦ. Полученные дифрактограммы приведены на рис. 10.

Фильтры АФА можно разбить на три группы:

– на фильтрах Ф1 № 9, 24, 35, 40, 62, на которые отобраны аэрозоли, образовавшиеся при испарении в инертной среде, идентифицирована одна фаза – на основе UO_2;

– на фильтрах Ф1 № 21, 50, 56, на которые отобраны аэрозоли, образовавшиеся при испарении в режимах окисления расплава, основными идентифицированными фазами являются UO_3, U_3O_8 и отмечаются относительно небольшие рефлексы UO_2;

– на фильтре Ф1 №18, на который также отобраны аэрозоли, образовавшиеся при испарении в режимах окисления расплава, проидентифицирована фаза – $SrUO_4$, отметим отличный от других цвет этого фильтра (рис. 10).

Смещения рентгеновских дифрактограмм относительно друг друга и стандартных дифрактограмм в пределах 0.2 ° связаны с различной высотой исследуемых срезов. Рефлекс на 36 ° отвечает материалу используемой подложки.

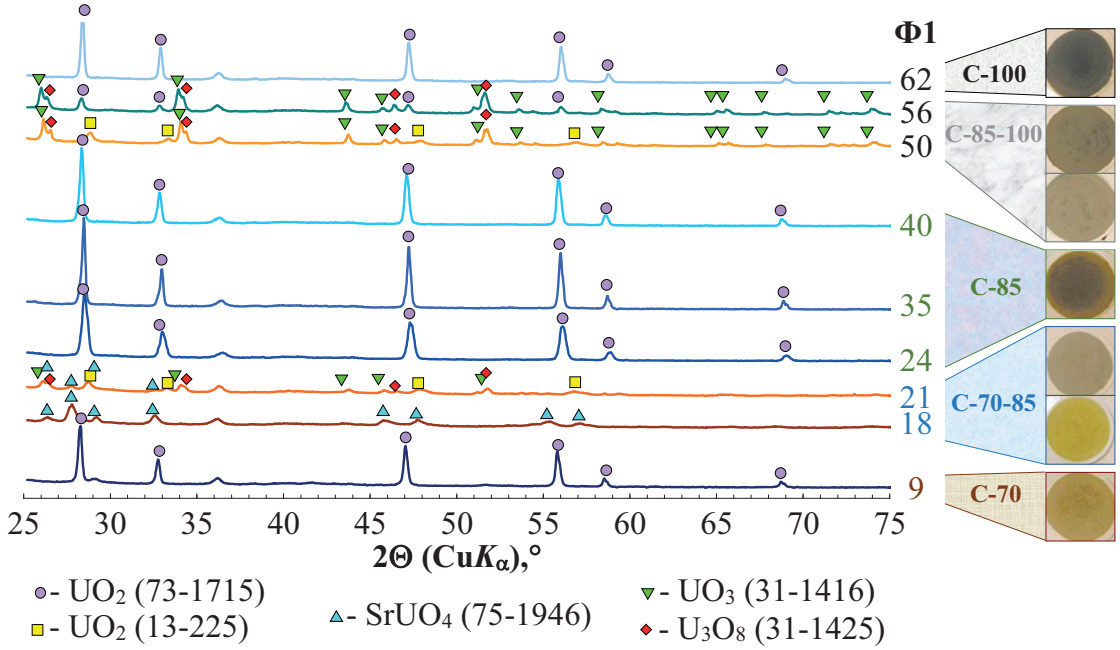

Рис. 10. Рентгеновские дифрактограммы фильтров с аэрозолями, собранными в ходе опыта EVAN-1FP (в скобках указаны номера карточек картотеки ICDD)

Морфология и распределение по размерам аэрозольных частиц

Измерение распределения проводилось как для аэрозолей, собранных на фильтрах Ф1, так и для аэрозолей, осевших на холодных поверхностях и в газовой линии. Аэрозольные отложения характеризовались достаточно высокой плотностью и адгезией к используемым материалам – медь, кварц, нержавеющая сталь.

Кроме того, представленные на рис. 11 микрофотографии, полученные методом сканирующей электронной микроскопии, подтверждают близость формы частиц к правильной и округлой, что позволяет использовать оптические методы для измерения размеров частиц без дополнительных допущений и коррекций на форму частиц.

Измерения распределения аэрозолей по размерам производили методом малоуглового рассеяния света с использованием лазерного анализатора частиц Микросайзер-201А. Пробы для анализа представляли собой смесь первичных аэрозольных частиц, образующихся при конденсации из пара над расплавом, и частиц, образующихся в процессе объёмной коагуляции при движении аэрозольных потоков по газоходам и частиц- агломератов в виде комочков и хлопьев. Использование ультразвукового диспергирования аэрозольных частиц в смачивающей жидкости-носителе (раствор пирофосфата натрия – $Na_4P_2O_7$) позволяло разрушить большую часть агломератов и выделить первичные частицы, а также определить размер вторичных – образующихся в процессе объёмной коагуляции – достаточно прочных частиц. Определено, что характер распределения аэрозолей по размерам зависит от места пробоотбора, температуры расплава (рис. 12*а, б*), его состава (рис. 12*б*, *в*) и атмосферы над расплавом (рис. 12*г*, *д*). Ввиду отсутствия длинной разборной термоградиентной трубы зависимость распределения размеров аэрозольных частиц от удаленности места их сбора от расплава не определялась.

Исходя из данных о распределении частиц в зависимости от температуры расплава (рис. 12*а*, *б*) можно сделать заключение, что температура расплава не оказывает существен-

ного влияния на характерные размеры частиц аэрозолей. Изменение температуры расплава влияет лишь на соотношение между числом первичных частиц и агломератов. Повышение температуры расплава приводит к некоторому увеличению доли мелких первичных частиц и уменьшению доли агломератов.

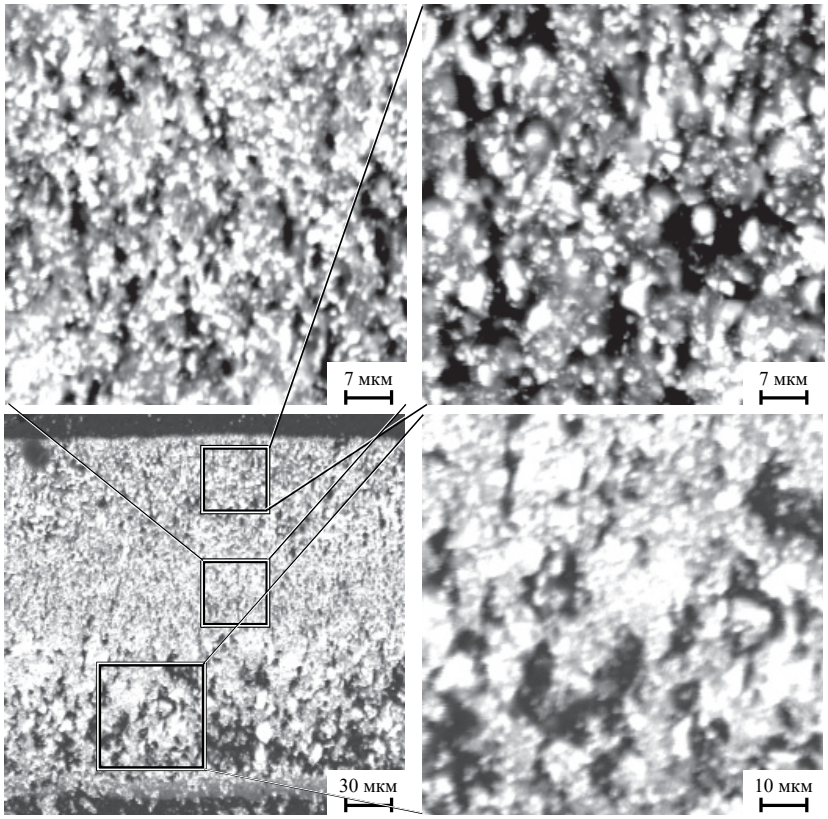

Рис. 11. Микрофотографии аэрозолей, собранных с секций тигля из опыта EVAN-1FP

Распределение, представленное на рис. 12*б*, *в*, позволяет сделать заключение, что после окисления расплава с С-70 до С-100 доля тяжёлых частиц (с диаметром 12±2 мкм) несколько возрастает.

Появление кислорода в атмосфере над расплавом кардинально изменяет картину распределения размеров образующихся частиц (рис. 12*д*). При этом в аэрозолях наблюдается значительно большее число первичных частиц (с диаметром до 1 мкм), в то время как доля остальных частиц очень мала, т.е. процессы коагуляции при окислении расплава в атмосфере аргон/кислород практически не происходили.

Скорость окисления расплава

Важным результатом проведённой работы является независимость скорости поглощения кислорода расплавом от концентрации в нем свободного циркония. Величина скорости окисления расплава составила 15.0±0.8 мг/с.

В эксперименте также обнаружено, что после достижения состояния окисления всего находящегося в расплаве циркония (С-100) поглощение кислорода не прекращается. Это связано с доокислением диоксида урана до равновесного при данной температуре расплава состояния. Этот переход от реакции окисления циркония к реакции доокисления урана при неизменной скорости поглощения кислорода является дополнительным подтверждением того, что процесс поглощения кислорода расплавом лимитируется подводом окислителя к поверхности распла-

ва. Достоверного влияния изменения температуры поверхности расплава в исследованном температурном диапазоне на скорость поглощения кислорода в опыте выявлено не было.

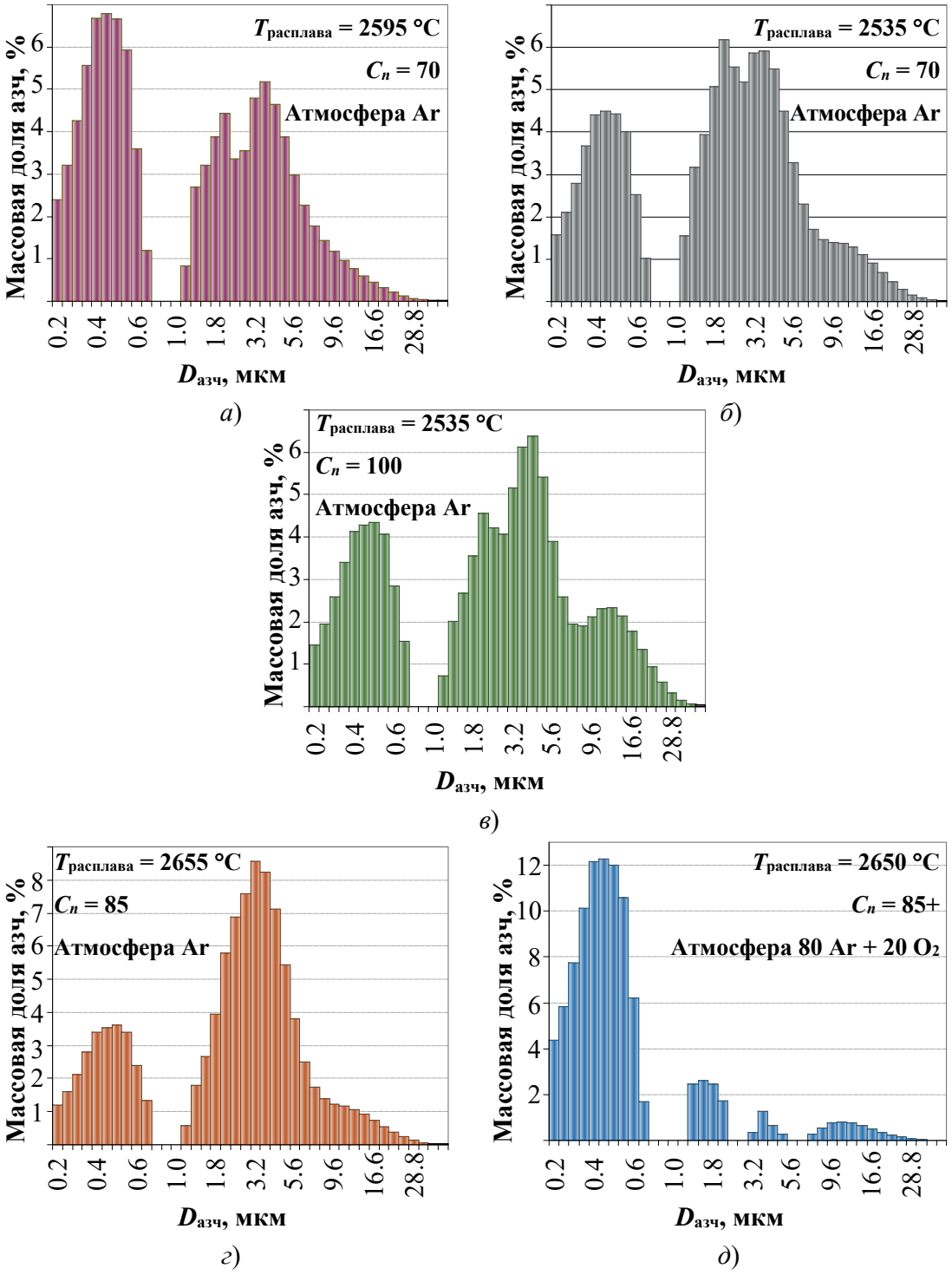

Рис. 12. Результаты анализа распределения по размерам частиц аэрозолей (азч) при:
а) и *б*) – одинаковой степени окисленности расплава и различной температуре;
б) и *в*) – различной степени окисленности расплава и одинаковой температуре;
г) и *д*) – различной атмосфере над расплавом, но близкой температуре
и степени окисленности расплава в опыте EVAN-1FP.

Заключение

Полученные количественные данные подтверждают определяющее влияние температуры расплава на скорость выхода оксидов урана, циркония и имитаторов продуктов деления, таких, как SrO, BaO, La_2O_3, CeO_2, Ru и Mo, из расплава кориума при различных индексах окисленности от С-70 до С-100 и различной температуре поверхности расплава.

Скорость поглощения кислорода (скорость окисления) не зависит от концентрации циркония в расплаве и полностью определяется содержанием кислорода и гидродинамической картиной течения в атмосфере над расплавом. После завершения окисления циркония при подаче окислителя может происходить доокисление диоксида урана до равновесного при данной температуре расплава значения.

Увеличение индекса окисленности расплава от С-70 до С-100 приводит к существенному уменьшению скорости выхода стронция и бария, примерно в 20 и 10 раз, соответственно. При этом скорость выхода молибдена увеличивается примерно в 3 раза. Общая массовая скорость выхода аэрозолей уменьшается примерно в 5 раз. Скорость испарения рутения мало чувствительна к индексу окисленности кориума. При данных условиях эксперимента образования газообразного тетраоксида рутения не обнаружено. По совокупности данных можно утверждать, что окисление расплава до стехиометрического состава в целом позитивно влияет на удержание в кориуме рассмотренных продуктов деления.

Экспериментальные данные свидетельствуют о расслаивании окисленного расплава на две жидкости при отсутствии сверхстехиометричного кислорода в нем и при прототипных содержаниях рутения и молибдена. При этом происходит концентрирование практически всего рутения и заметной части молибдена в металлической жидкости, которая сосредоточена в нижней части расплава. Это обстоятельство может в некоторой степени понижать скорость испарения этих компонентов из расплава. Вместе с тем, следует отметить, что результаты термодинамического моделирования, выполненные без учёта расслоения в системе, качественно подтверждают экспериментально зафиксированное изменение скорости испарения молибдена, а также незначительный выход рутения в газовую фазу (рис. 7, *ж*).

Анализ распределения аэрозолей по размерам частиц показал, что первичные конденсационные аэрозольные частицы имеют характерный размер менее 1 мкм. Замечено существенное различие в распределении по размерам аэрозольных частиц, конденсирующихся в инертной среде и при подаче на поверхность расплава окислителя. Непосредственно при окислении растет доля мелких частиц, однако после окисления расплава до С-100 заметно возрастает доля крупных (тяжелых) частиц с характерным диаметром ~10 мкм. Поэтому для снижения доли неоседаемых мелких частиц в атмосфере контайнмента окисление расплава может быть организовано не на поверхности ванны при подаче окислителя из газовой фазы, а за счет окислительных ресурсов жертвенного материала, реагирующего с расплавом, так как это организовано в ловушке расплава АЭС с ВВЭР-1000 и АЭС-2006. Отметим, что склонность аэрозольных частиц образовывать плотные отложения, обладающие хорошей адгезией к холодным поверхностям и заметным термическим и диффузионным сопротивлением, может повлиять на эффективность работы теплообменников СПОТ ГО/ПГ и каталитических рекомбинаторов водорода.

Полученные экспериментальные данные могут быть использованы для расширения баз данных по выходу продуктов деления из расплава кориума и для валидации соответствующих расчётных моделей.

Благодарности

Работа выполнена в рамках проекта МНТЦ EVAN.

Литература

1. Разработка компьютерных кодов для моделирования тяжелых аварий на АЭС / В.В. Безлепкин, В.Г. Сидоров, А.В. Лукин, Р.В. Арутюнян, В.Ф. Стрижов, А.Е. Киселев, М.С. Самигулин, В.П. Соловьев, В.Б. Проклов, Д.Ю. Томащик // Теплоэнергетика. – 2004. – № 2. – С. 5–11.
2. Расчётный анализ эффективности работы устройства локализации расплава для ВВЭР-1200 / Ю.А. Звонарев, Д.Ф. Цуриков, В.Л. Кобзарь, А.М. Волчек, Н.П. Киселев, В.Ф. Стрижов, А.С. Филиппов, Е.В. Моисеенко // Вопросы атомной науки и техники. Сер. : Физика ядерных реакторов. – 2010. – № 1. – С. 68–78.
3. Оперативный расчёт аварии на АЭС «Фукусима-1» (Япония) с помощью кода СОКРАТ/ К.С. Долганов, А.В. Капустин, А.Е. Киселев, Д.Ю. Томащик, С.В. Цаун, Т.А. Юдина // Атомная энергия. – 2013. – Т.114, № 3. – С. 133–139.
4. *Brillant G.* Fission product release from nuclear fuel II. Validation of ASTEC/ELSA on analytical and large scale experiments / G. Brillant, C. Marchetto, W. Plumecocq // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – V.61. – P. 96–101.
5. *Gonfiotti B.* Stand-alone containment analysis of the PHEBUS fission products test 1 with the ASTEC and the MELCOR codes / B. Gonfiotti, S. Paci // Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science. – 2018. – V.4, № 2. –P. 020902.
6. *Maurice A.* Use of Phébus results for EDF severe accidents studies / A. Maurice, E. Beuzet, B. Maliverney // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – V.61. – P. 199–205.
7. Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behavior / B.J. Lewis, R. Dickson, F.C. Iglesias, G. Ducros, T. Kudo // Journal of Nuclear Materials. – 2008. – V.380. – P. 126–143.
8. *Ducros G.* Synthesis of the VERCORS experimental programme separate-effect experiments on fission product release, in support of the PHEBUS-FP programme / G. Ducros, Y. Pontillon, P.P. Malgouyres // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – V.61. – P. 75–87.
9. Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behaviour, Focusing on Their Chemical Forms / Sh. Miwa, Sh. Yamashita, A. Ishimi, M. Osaka, M. Amaya, K. Tanaka, F. Nagase // Energy Procedia. – 2015. – V.71. – P. 168–181.
10. Influence of corium oxidation on fission product release from molten pool / S.V.Bechta, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, V.B. Khabensky, S.Yu. Kotova, A.A.Sulatsky, V.V.Gusarov, V.I. Almjashev, G. Ducros, C. Journeau, D. Bottomley, B. Clémente, L. Herranz, S. Guentay, K. Trambauerh, A. Auvinen, V.V. Bezlepkin // Nucl. Eng. Des. – 2010. – V.240, Iss. 5. – P. 1229–1241.
11. The COLIMA experiment on aerosol retention in containment leak paths under severe nuclear accidents / F. Parozzi, E.D.J. Caracciolo, Ch. Journeau, P. Piluso // Nucl. Eng. Des. – 2013. – V.261. – P. 346–351.
12. *Clément B.* The objectives of the Phébus FP experimental programme and main findings //

ЦВ. Clément, R. Zeyen // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – V.61. – P. 4–10.

13. *Петров Ю.Б.* Индукционная плавка окислов. – Л.: Энергоатомиздат, 1983. – 104 с.
14. Oxidation kinetics of corium pool / A.A. Sulatsky, S.A. Smirnov, V.S. Granovsky, V.B. Khabensky, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, S.Yu. Kotova, M. Fischer, S, Hellmann, W. Tromm, A. Miassoedov, D. Bottomley, P. Piluso, M. Barrachin // Nucl. Eng. Des. – 2013. – V. 262. – P. 168–179.
15. *Лосев Н.Ф.* Количественный рентгеноспектральный флуоресцентный анализ. – М.: Наука, 1969. – 336 с.
16. Контроль химических и биологических параметров окружающей среды / Под ред. *Л.К. Исаева*. – СПб.: Эколого-аналитический информационный центр «Союз», 1998. – 896 с.
17. RASPLAV Final Report. Attachment A. Post-test Examinations Methodology and Results / V. Asmolov, Yu. Degaltsev, V. Vlasov, Yu. Utkin, T. Trushkina, A. Kiselev, E. D'akov, V. Vishnevsky, V. Zagryazkin, E. Astahova. – 2000. – 164 p.
18. РАСПЛАВ. Удержание расплавленных материалов активной зоны водоохлаждаемых реакторов (международные проекты RASPLAV и MASCA) / под ред. В. Г. Асмолова, А. Ю. Румянцева, В. Ф. Стрижова. – М.: Концерн Росэнергоатом, 2018. – 576 с.
19. *Горюшина В.Г.* Колориметрические методы определения циркония в расплавах / В.Г. Горюшина, Е.В. Романова, Т.А. Арчакова // Заводская лаборатория. – 1961. Т. 27, № 7. – С. 795–797.
20. *Рябчиков Д.И.* Аналитическая химия урана / Д.И. Рябчиков, М.М. Сенявин. – М.: Изд-во АН СССР, 1962. – 433 с.
21. Экспериментальное исследование влияния структуры ванны расплава и поверхностной корки на кинетику окисления кориума / А.А. Сулацкий, В.Б. Хабенский, В.С. Грановский, В.И. Альмяшев, Е.В. Крушинов, Е.В. Шевченко, С.А. Витоль, С.Ю. Котова, Е.К. Каляго, Е.Б. Шуваева, В.Р. Булыгин, Е.М. Беляева // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. № 1 (15). – С. 66–80.
22. Математическая модель окисления расплава кориума с поверхностной оксидной коркой / В.Б. Хабенский, В.И. Альмяшев, В.С. Грановский, А.А. Сулацкий, Е.В. Крушинов, С.А. Витоль, С.Ю. Котова, Ю.А. Мигров, В.В. Гусаров // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. – № 3 (17). – С. 50–55.
23. Экспериментальное исследование процессов окисления расплава кориума в корпусе реактора / В.И. Альмяшев, В.С. Грановский, В.Б. Хабенский, Е.В. Крушинов, А.А. Сулацкий, С.А. Витоль, В.В. Гусаров, С.В. Бешта // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2017. – № 4 (10). – С. 59–84.
24. *Cheynet B.* Thermosuite / B. Cheynet, P. Y. Chevalier, E. Fischer // Calphad: Comput. Coupling Phase Diagrams Thermochem. – 2002. – V.26, № 2. – P. 167–174.
25. NUCLEA «propriétés thermodynamiques et équilibres de phases dans les systèmes d'intérêt nucléaire» / B. Cheynet, P. Chaud, P. Y. Chevalier, E. Fischer, P. Mason, M. Mignanelli // J. Phys. IV France. – 2004. – V.113. – P. 61–64.
26. *Belov G.V.* IVTANTHERMO for Windows — database on thermodynamic properties and related software / G. V. Belov, V. S. Iorish, V. S. Yungman // Calphad: Comput. Coupling Phase Diagrams Thermochem. – 1999. – V.23, – № 2. – P. 173–180.

ПРАВИЛА ПОДАЧИ МАТЕРИАЛОВ

Все материалы, предназначенные для публикации 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 **Правилами оформления**;
- **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».

Оформленный и подписанный всеми соавторами лицензионный договор также должен быть направлен (в распечатанном виде) в редакцию научно-технического сборника по адресу: 188540, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Копорское шоссе д. 72, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (с пометкой: **в редакцию научно-технического Сборника**).

Положение о научно-техническом сборнике и институте рецензирования статей, правила оформления и подачи материалов в редакцию приведены на интернет сайте **www.niti.ru** в рубрике «Научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок».

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», утвержденным 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. Откорректированный автором вариант статьи направляется в редакцию Сборника в максимально короткие сроки (не более 5 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.

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—10) страниц формата А4 книжной ориентации, включая таблицы, иллюстрации и список литературы (статьи большего объема 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»**.

Редактор: Беркутов Р.Н.

St. Peterburg
"VVM Publishing Ltd."
Издательство "ВВМ"

190000, Россия, Санкт-Петербург, ул. Декабристов, 6, лит. А, пом. 10-н
E-mail: vvmpub@yandex.ru

Верстка: Крюков Ю.В., Куликова Е.В.

Подписано в печать 20.04.2020. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая.
Формат 60 × 84 $^{1}/_{8}$. Усл.-печ. л. 9,41. Заказ 1044. тираж 100 экз.

Отпечатано в ООО "Издательство ВВМ"
198095, Россия, Санкт-Петербург, ул. Швецова, 41
Тел.: (901) 306-62-54