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

№ 4 (22) 2020

Сосновый Бор
2020

ISSN 2414-5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

№ 4 (22) 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.Л. Дмитриев, 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, ФЯО ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

Телефон: 8 (813-69) 6-01-43 — отв. секретарь редколлегии.
Факс: 8 (813-69) 2-36-72. E-mail: foton@niti.ru; Интернет сайт: www.niti.ru.

Подписной индекс 43300 в объединенном каталоге «Пресса России».

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

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

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

№ 4 (22) 2020

Sosnovy Bor
2020

ISSN 2414-5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

Collection of papers. Periodical edition

№ 4 (22) 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.

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

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

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

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

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

FOUNDER:

Federal nuclear organization. Federal state unitary enterprise «Alexandrov Research Institute of Technology».

PUBLICATION IS REGISTERED:

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

EDITORIAL OFFICE ADDRESS:

FNO FSUE «Alexandrov NITI», 72 Koporskoye shosse, Sosnovy Bor, Leningrad region, 188540 Russia

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

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

Subscription number in the «Russian Press» aggregate catalogue is 43300.

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

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

© FNO FSUE «Alexandrov NITI», 2020

Содержание

Выпуск № 4 (22) 2020

Предисловие 7

Информационные сообщения

От замысла к реализации (к пятилетию издания научно-технического сборника) 9

Поздравление с юбилеем Заслуженного деятеля науки Российской Федерации, доктора технических наук, профессора О.Б. Самойлова 11

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

А.В. Ельшин

Граничные условия в методе поверхностных гармоник 14

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

Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания теплоносителя в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» при функционировании различного количества циркуляционных насосов 26

Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования

А.М. Алешин, А.А. Афанасьев, А.А. Змитродан

Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ 42

Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

В.А. Ерзова, К.Б. Розов, В.Г. Румынин

Тепловое влияние АЭС на изменение параметров микроклимата 55

Исследование процессов при тяжёлых авариях на объектах атомной энергетики

В.И. Альмяшев, В.Б. Хабенский, Е.В. Крушинов, С.А. Витоль, А.А. Сулацкий, Е.В. Шевченко

Исследования, выполненные на комплексе экспериментальных установок «Расплав» отдела исследований тяжёлых аварий ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» 69

Информация для авторов

Правила подачи материалов в редакцию 90

Contents

Issue № 4 (22) 2020

Chief editor's foreword 7

Information messages

From idea to implementation (on the fifth birthday of the Collection of Papers) 9

Congratulations on the anniversary for Honored Scientist of the Russian Federation, Doctor of Science in Engineering, Professor O.B. Samoylov 11

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

A.V. Elshin

A numerical investigation in the behavior of coolant flow radially injected Boundary conditions in surface harmonics method 14

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

KORSAR/CFD calculations of coolant mixing processes with different number of pumps in operation in the VVER-1000 reactor model at the four-loop test facility of OKB "GIDROPRESS" 26

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

A.M. Alyoshin, A.A. Afanasyev, A.A. Zmitrodan

Decommissioning of experimental installations used to test technologies for radwaste management at naval reactor facilities 42

Environmental impact of nuclear facilities

V.A. Erzova, K.B. Rozov, V.G. Rumynin

Thermal impact of nuclear power plants on changes in microclimate parameters 55

Research of severe accidents in nuclear

V.I. Almjashev, V.B. Khabensky, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, A.A. Sulatsky, E.V. Shevchenko

Studies carried out at the "Rasplav" platform of severe accidents research department of FSUE Alexandrov NITI 69

Information for authors

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

Предисловие главного редактора

Chief editor's foreword

В двадцать втором 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» публикуют информационное сообщение «От замысла к реализации», приуроченное к пятилетию поквартального издания выпусков научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок», а так же поздравление с юбилеем – 85-летием со дня рождения члену редакционной коллегии, признанному учёному и конструктору активных зон ядерных энергетических установок различного типа и назначения, Заслуженному деятелю науки Российской Федерации, доктору технических наук, профессору Олегу Борисовичу Самойлову.

В рубрике **«Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ»** публикуются статьи с результатами, актуальными для численного моделирования нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора.

В статье **«Граничные условия в методе поверхностных гармоник»** обсуждается эффективность применения граничных условий различного типа (вакуумные граничные условия Марка или Маршака) при численном моделировании нейтронно-физических характеристик реактора.

В статье **«Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания теплоносителя в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС»** при функционировании различного количества циркуляционных насосов» продемонстрировано влияние картины течения теплоносителя в кольцевой напорной камере ВВЭР на распределение концентрации борной кислоты на входе в активную зону.

В рубрике **«Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования»** публикуется статья **«Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ»**. В статье на примере ликвидации экспериментальных стендов по отработке технологий дезактивации и обращения с РАО для объектов ВМФ представлены методологические, технические и технологические аспекты опыта проведения работ по выводу из эксплуатации радиационно-опасного объекта. Результаты статьи актуальны для планирования и организации работ по выводу из эксплуатации ещё имеющихся морально и физически устаревших «неядерных» радиационно-опасных объектов атомной отрасли и аналогичных объектов, имеющих иную ведомственную подчиненность.

В рубрике **«Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду»** публикуется статья **«Тепловое влияние АЭС на изменение параметров микроклимата»** с результатами оценки воздействия на окружающую среду башенных испарительных градирен для проектируемой Узбекской АЭС. В статье приведены результаты прогнозирования встречаемости паровоздушного шлейфа, затененности территории, поглощения суммарной солнечной энергии шлейфом, выпадения осадков из паровоздушного шлейфа и засоления территории.

В рубрике **«Исследование процессов при тяжёлых авариях на объектах атомной энергетики»** публикуется статья **«Исследования, выполненные на комплексе экспериментальных установок «Расплав» отдела исследований тяжёлых аварий ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»**. В статье представлен обзор направлений и результатов экспериментальных работ по тяжёлым авариям АЭС, проводимых на комплексе экспериментальных установок «Расплав» в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Результаты выполненных работ актуальны и используются для обоснования систем безопасности АЭС, повышения точности прогнозирования сценариев тяжёлых аварий АЭС, при разработке и обосновании функционирования в экстремальных условиях новых материалов атомной энергетики.

В рубрике **«Информация для авторов»** приведены ссылки на 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

От замысла к реализации

(к пятилетию издания научно-технического сборника)

Периодический рецензируемый научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» издаётся с 2015 года. С 2016 года сборник издаётся поквартально и размещается в открытом доступе на сайте научной электронной библиотеки «eLIBRARY.RU» с отображением информации о данных издания в РИНЦ. Можно считать, что публикация выпуска № 4 (22) 2020 завершает пятилетний период работы редколлегии по выпуску сборника в соответствии с рекомендациями Минобрнауки и ВАК России.

From idea to implementation

(on the fifth birthday of the Collection of Papers)

Peer-reviewed scientific and technical periodical “Nuclear Propulsion Reactor Plants. Life Cycle Management Technologies” in the form of a collection of papers was first published in 2015. Since 2016, the Collection of Papers has been published quarterly and is free available online at the site of the Scientific Electronic Library eLIBRARY.RU with presentation of issue data in the Russian Science Citation Index database. The publication of Issue 4 (22) 2020 completes the five-year period of work which the Editorial Board performed to prepare the Collection issues in accordance with guidelines of Russia’s Ministry of Science and Education and State Commission for Academic Degrees and Titles.

Учредителем научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» является предприятие атомной отрасли федеральная ядерная организация Научно-исследовательский технологический институт имени Анатолия Петровича Александрова (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»).

Более чем полувековой опыт, накопленный ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в процессе экспериментальных исследований и всесторонних испытаний транспортных ЯЭУ, наряду с уникальной стендовой базой и расчётно-экспериментальными возможностями предприятия, позволили его коллективу в 2014 году выступить с инициативой создания научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок». Целью создания научно-технического сборника являлась необходимость ознакомления научно-технической общественности атомной отрасли и смежных отраслей с результатами научных исследований и разработок, выполненных специалистами ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» и других предприятий в ходе создания инновационных ЯЭУ, проведения их всесторонних комплексных испытаний и разработки технологий для обеспечения их всего жизненного цикла.

С момента выхода и по настоящее время в сборнике опубликовано более 140 статей и сообщений по актуальной тематике, в том числе и основные результаты успешно защищенных диссертационных работ на соискание ученой степени кандидата и доктора технических наук по специальности 05.14.03 – «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации». В сборнике также неоднократно публиковались статьи, подготовленные на основе избранных докладов отраслевых конференций и семинаров.

Наряду со специалистами ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» с редакцией научно-технического сборника активно сотрудничают авторы из других ведущих научно-исследовательских, проектных, образовательных и эксплуатирующих организаций, таких, как НИЦ «Курчатовский институт», Санкт-Петербургское отделение Института геоэкологии им. Е.М. Сергеева РАН, ИБРАЭ РАН, ФТИ им. А.Ф. Иоффе РАН, Институт химии СПбГУ, АО «Атомпроект», АО «ОКБМ Африкантов», АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ФБУ «НТЦ ЯРБ», СПбГТИ(ТУ), СПбПУ, СПбГЭТУ «ЛЭТИ», Военно-Морской Политехнический Институт ВУНЦ ВМФ, Ленинградская АЭС (филиал АО «Концерн Росэнергоатом») и других.

Распоряжением Минобрнауки России от 12 февраля 2019 г. № 21-р 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).

Прошедшие шесть лет с момента выхода первого выпуска научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» и пять лет с момента его поквартального издания подтвердили его актуальность и значительный интерес специалистов к публикуемым в сборнике материалам, а включение научно-технического сборника в Перечень рецензируемых изданий ВАК оказывает стимулирующее воздействие на подготовку для публикации в сборнике сотрудниками ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» и других предприятий статей по тематическим направлениям сборника в рамках специальности 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование эксплуатацию и вывод из эксплуатации (технические науки).

По решению редколлегии научно-технического сборника с 2021 года всем статьям, публикуемым в сборнике, будет присваиваться цифровой идентификатор объекта (DOI), что существенно упростит поиск и цитируемость работ, публикуемых на его страницах.

Уважаемые коллеги, обращаясь к редколлегии и авторам статей и материалов, опубликованных в научно-техническом сборнике за этот период, хочу выразить благодарность и признательность за проделанную работу и пригласить к дальнейшему плодотворному сотрудничеству по подготовке статей и материалов по актуальной тематике для публикации в рубриках научно-технического сборника «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

Поздравление к 85-летию со дня рождения Заслуженного деятеля науки Российской Федерации, доктора технических наук, профессора О.Б. Самойлова

Congratulations on the 85th birthday for Honored Scientist of the Russian Federation, Doctor of Science in Engineering, Professor O.B. Samoylov

30 ноября 2020 года исполнилось 85 лет члену редакционной коллегии научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок», признанному учёному и конструктору активных зон ядерных энергетических установок различного типа и назначения, Заслуженному деятелю науки Российской Федерации, доктору технических наук, профессору **Олегу Борисовичу Самойлову**.

November 30, 2020, was the 85th birthday of Professor **Oleg Borisovich Samoylov**, Doctor of Science in Engineering, Honored Scientist of the Russian Federation, recognized researcher and designer of reactor cores for different nuclear power facilities, member of the Editorial Board of the Collection of Papers “Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies”.

Dear Oleg Borisovich, on behalf of the Editorial Board of the Collection of Papers “Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies.” and the team of FSUE “Alexandrov NITI” I heartly congratulate you on your anniversary and wish you good health, happiness, and success!

Научная, производственная и организаторская деятельность Олега Борисовича неразрывно связана с ядерной энергетикой – созданием активных зон для ядерных реакторов и паропроизводящих установок различного типа и назначения, разработкой и совершенствованием ядерного топлива для энергетических реакторов.

После окончания МИФИ в 1959 году Олег Борисович был направлен в ОКБ завода № 92 в городе Горьком, в настоящее время АО «ОКБМ Африкантов», где прошел путь от инженера-расчётчика до первого заместителя директора по науке и главного конструктора по направлению активных зон ВВР.

Олег Борисович принимал участие в создании активных зон почти для всех типов реакторных установок, разрабатывавшихся в ОКБМ: АППУ для атомных подводных лодок, атомных ледоколов и надводных кораблей ВМФ, быстрых реакторов, атомных станций теплоснабжения. Значителен вклад Олега Борисовича в разработку и совершенствование активных зон транспортных и корабельных реакторов, в разработку комплекса мер по повышению их надежности и безопасности.

Высокая эффективность активных зон, разработанных в ОКБМ, их надёжность и безопасность в значительной степени результат деятельности возглавляемого О.Б. Самойловым коллектива специалистов, которому всегда было свойственно стремление к совершенствованию проектных подходов и решений, их всестороннему научному и экспериментальному обоснованию.

Наряду с разработкой активных зон транспортных ЯЭУ, Олег Борисович Самойлов внес большой вклад в разработку и создание первого реактора для атомной станции теплоснабжения. Именно в проекте АСТ-500 впервые была всесторонне обоснована и реализована концепция «гарантированной» безопасности, необходимая для размещения энергоблоков АЭС вблизи крупных городов, получившая, в том числе, и международное признание в результате комплексной экспертизы проекта Горьковской АСТ группой специалистов МАГАТЭ в 1989 году. И только из-за наступления «лихих 90-х» Горьковская атомная станция теплоснабжения так и не была введена в эксплуатацию.

В конце 1980-х годов под руководством О.Б. Самойлова в содружестве со специалистами ВНИИНМ им. А.А. Бочвара и ПАО «МСЗ» была разработана активная зона для атомных судов на базе принципиально нового твэла типа «14-10» в циркониевой оболочке. В настоящее время активная зона с твэлами типа «14-10» эксплуатируется в большинстве реакторных установок действующих ледоколов. Разработка и внедрение активной зоны этого типа по праву считаются достижением мирового уровня.

В первой половине 1990-х годов по инициативе и под руководством О.Б. Самойлова были развернуты исследования аварийных процессов в транспортных реакторах. По результатам исследований был разработан комплекс мер по совершенствованию конструкции оборудования и систем, а также средств и способов управления авариями при отказах технических средств, ошибках персонала и внешних воздействиях. Разработанные рекомендации послужили основой для усовершенствования реакторных установок современных атомных подводных лодок типа «Ясень» и «Борей», а также всех последующих корабельных и судовых реакторов.

Под руководством О.Б. Самойлова создана и внедрена в промышленную эксплуатацию альтернативная топливная сборка ТВСА для ВВЭР-1000. Внедрение ТВСА обеспечило достижение высокой эксплуатационной надёжности активных зон энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000.

Важной разработкой, выполненной специалистами ОКБМ под руководством О.Б. Самойлова в кооперации с коллективами ВНИИНМ, МСЗ и НИЦ «Курчатовский институт», является проект активной зоны для плавучего энергоблока на базе КЛТ-40С с инновационной кассетной ТВС и топливом повышенной ураноёмкости. Опыт разработки кассетной ТВС для активной зоны плавучего энергоблока открыл возможность создания на ее основе активной зоны с большим ресурсом и энергоёмкостью для универсального атомного ледокола нового поколения.

Глубокоуважаемый Олег Борисович, мы с глубокой благодарностью отмечаем Ваше многолетнее плодотворное сотрудничество с ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Ваши принципиально новые конструкторские идеи и решения, воплощенные в новейших образцах активных зон, нашли подтверждение при проведении комплексных испытаний реакторных установок на наземных стендах-прототипах НИТИ и существенно обогатили отечественный и мировой опыт развития судовой ядерной энергетики.

Круг научных интересов Олега Борисовича широк – это физика реакторов, теплофизика и теплогидравлика активных зон, их ядерная и радиационная безопасность, разработка конструкций реакторных установок и активных зон, обладающих высокой безопасностью и «дружелюбных» по отношению к обслуживающему персоналу. Он является автором большого числа изобретений, научных докладов и статей.

Научная, конструкторская и организаторская деятельность Олега Борисовича по достоинству оценена – он лауреат Ленинской премии, кавалер многих орденов и медалей. Как учёному ему присвоено почётное звание «Заслуженный деятель науки Российской Федерации».

Олега Борисовича характеризуют неистощимая творческая энергия и трудолюбие, целеустремленность, постоянное стремление к достижению конкретных практических результатов, исключительная требовательность к себе и коллегам по работе.

Дорогой Олег Борисович!

От имени редакционной коллегии научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» и всего коллектива ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» сердечно поздравляем Вас с юбилеем, желаем Вам крепкого здоровья, счастья, благополучия и новых творческих успехов!

Главный редактор научно-технического сборника
«Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»,
генеральный директор ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

В. А. Василенко

УДК 621.039.51

Граничные условия в методе поверхностных гармоник

А.В. Ельшин [1, 2]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия;
[2]Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, Россия

Аннотация

При проведении нейтронно-физического расчёта ядерного реактора, в частности, при вычислении пространственно-энергетического распределения нейтронов в диффузионном или более высоких приближениях уравнения переноса нейтронов (например, методом поверхностных гармоник), на границах реактора ставятся вакуумные граничные условия Марка или Маршака. В настоящей работе сравнивается применение этих условий на примере решения тестовой одногрупповой одномерной задачи методом сферических гармоник (до *P*97-приближения) и в различных приближениях метода поверхностных гармоник.

Ключевые слова: Метод поверхностных гармоник, метод сферических гармоник, вакуумные граничные условия, условия Марка, условия Маршака, тестовая задача.

UDC 621.039.51

Boundary conditions in surface harmonics method

A.V. Elshin [1, 2]

[1] FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;
[2] Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University, Russia

Abstract

Mark and Marshak type vacuum boundary conditions are applied at the reactor boundary when computing the space-energy distribution of neutrons with the diffusion or higher approximations for neutron transport equations (e.g. using the surface harmonics method) in reactor neutron calculations. This paper compares application of these conditions to solution of a test one-group, one-dimensional problem using the spherical harmonics method (with up to *P*97-approximations) and surface harmonics method with different approximations.

Key words: Surface harmonics method, spherical harmonics method, vacuum boundary conditions, Mark type conditions, Marshak type conditions, test problem.

Введение

Для решения уравнения переноса нейтронов и определения в реакторе характеристик полей нейтронов, энерговыделения и коэффициента размножения нейтронов, наиболее применяемым подходом в настоящее время является метод гомогенизации [1, 2]. Развитием этого метода является метод поверхностных гармоник (МПГ) [2, 3]. В методе поверхностных гармоник на границах ячеек (фрагментов реактора) может использоваться сшивка не только плотности тока и потока нейтронов (как в диффузионном приближении), но и более высоких угловых моментов, причем вместо четных угловых моментов могут использоваться их линейные комбинации (как в четных приближениях метода сферических гармоник [4]).

На внешней границе реактора в МПГ в граничных условиях удобно использовать матрицу **Г** связи вектора нечетных угловых моментов **I** распределения нейтронов с вектором четных угловых моментов **Ф** [5, 6], **Ф = –ГI** (пояснения по использованию **Ф** и **I** приведены ниже). В литературе (например, [4]) известны граничные условия типа Марка и типа Маршака на границе реактора (вакуумные граничные условия), использующие разложение распределения нейтронов на границе реактора в ряд по сферическим гармоникам (в простейшем случае, по полиномам Лежандра).

В данной статье автор использует граничные условия Марка и Маршака по следующим причинам:

- в этом случае возможно оценить эффективность использования граничных условий Марка и Маршака в высоких P_N -приближениях метода сферических гармоник (что ещё не было сделано на момент выхода работы [4]);
- граничные условия Маршака и Марка можно записать в виде, используемом в МПГ: **Ф = –ГI**;
- с точки зрения точности расчёта представляется интересным выбор типа граничных условий (Марка или Маршака) в приближениях метода поверхностных гармоник, в которых на границах ячеек и реактора используются более высокие угловые моменты распределения нейтронов (а не только плотность потока и тока нейтронов).

Следует отметить, что граничные условия вида **Ф = –ГI** при $\mathbf{Г}\to\infty$ дают граничные условия зеркального отражения, а при $\mathbf{Г}\to 0$ – условия равенства нулю четных угловых моментов распределения нейтронов на границе реактора. С помощью этой матрицы можно также смоделировать граничные условия альбедного типа на границе с отражателем (смотрите, например, работу [7]).

В настоящей работе приведены матрицы **Г** для вакуумных граничных условий Марка и Маршака, в том числе для четных P_N -приближений (и четных приближений МПГ). На примере тестовых (одногрупповых, одномерных) задач, использованных в [8], проведено сравнение результатов расчётов с использованием граничных условий Марка и Маршака в чётных и нечётных P_N -приближениях (до $N = 97$) метода сферических гармоник (МСГ), а также в различных приближениях (четных и нечетных, до $L^{МПГ} = 9$) метода поверхностных гармоник.

Граничные условия Маршака в плоском случае записываются в виде интегральных равенств (для простоты в статье рассматривается односкоростное уравнение):

$$\int_0^1 \Phi(x_L,\mu)P_i(\mu)d\mu = 0, \qquad \int_{-1}^0 \Phi(x_R,\mu)P_i(\mu)d\mu = 0, \qquad (1)$$

где

- $P_i(\mu)$ – полином Лежандра, $\mu = \Omega_x$ (проекция единичного вектора **Ω** -направления полета нейтрона на ось x), x_L и x_R левая и правая граница «реактора»;
- $i = 1, 3, 5,\ldots, N$ – степень полинома Лежандра (как правило, используются нечетные N, поэтому на каждой границе ставится $(N + 1)/2$ граничных условий);
- $\Phi(x_L,\mu)$ и $\Phi(x_R,\mu)$ – угловые распределения (плотности потока) нейтронов на левой и правой границе реактора.

Граничные условия Марка записываются в виде равенства нулю плотности потока нейтронов для некоторых выделенных направлений:

$$\Phi(x_L, \mu_i) = 0,\ \mu_i > 0; \quad \Phi(x_R, \mu_i) = 0,\ \mu_i < 0, \tag{2}$$

В нечетных P_N-приближениях в качестве выделенных направлений рекомендуется [6] брать нули полинома Лежандра $(N+1)$-го (четного) порядка. Так как полином Лежандра степени $N+1$ имеет $(N+1)$ корней (отрицательные и положительные корни расположены симметрично), это обеспечивает по $(N+1)/2$ условий на каждой границе, что и требуется для замыкания системы дифференциальных уравнений в нечетных P_N-приближениях метода сферических гармоник.

Ниже в формулах будут использоваться следующие обозначения для векторов нечетных $\mathbf{I}$ и четных $\mathbf{\Phi}$ угловых моментов на границе системы:

$$\mathbf{I} = \begin{pmatrix} \Phi_1(x_L) \\ \dots \\ \Phi_{2j-1}(x_L) \\ \dots \\ \Phi_{2J-1}(x_L) \end{pmatrix}, \mathbf{\Phi} = \begin{pmatrix} \Phi_0(x_L) \\ \dots \\ \Phi_{2(j-1)}(x_L) \\ \dots \\ \Phi_{2J}(x_L) \end{pmatrix}$$

где j – номер строки, $J = N/2$ для четных N и $J = (N-1)/2$ для нечетных N.

В четных приближениях приходится использовать комбинации векторов двух последовательных четных моментов. В работах [2, 9] эти комбинации названы уровнями $\tilde{\mathbf{\Phi}}$.

Вектор уровней $\tilde{\mathbf{\Phi}}$ получается умножением вектора четных моментов слева на прямоугольную матрицу $\mathbf{Y}$:

$$\tilde{\mathbf{\Phi}} = \mathbf{Y}\mathbf{\Phi}, \text{ где } \mathbf{Y} = \begin{pmatrix} 1 & 2 & 0 & \dots & 0 & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ 0 & \dots & 2j-1 & 2j & \dots & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ 0 & 0 & 0 & \dots & 2J-1 & 2J \end{pmatrix}.$$

1. Граничные условия Маршака

Матрицы $\mathbf{\Gamma}$ для граничных условий Маршака получены в работе [10], тем не менее, для полноты и иллюстрации подхода ниже приведены основные формулы и итоговые соотношения.

1.1 Нечетные P_N-приближения

Подставляя в граничные условия (1) плотность потока нейтронов на левой границе в виде разложения по полиномам Лежандра (на правой границе выкладки аналогичны):

$$\Phi(x_L, \mu) = \sum_{n=0}^{N} \frac{2n+1}{4\pi} \Phi_n(x_L) P_n(\mu)\ ,$$

и записывая отдельно суммирование по четным и нечетным индексам ($i = 1,2,\dots,(N+1)/2$), используя, где можно, нормировку полиномов Лежандра, получим

$$\sum_{j=1}^{(N+1)/2} \left[(4j-3) p_{ij} \Phi_{2(j-1)}(x_L) + \Phi_{2j-1}(x_L) \delta_{ij} \right] = 0$$

где

$$p_{ij} = \int_0^1 P_{2i-1}(\mu)P_{2(j-1)}(\mu)d\mu\ ;\ \delta_{ij} -$$ дельта-символ Кронекера.

Используя ранее введенные векторы **I** нечетных и **Φ** четных моментов размерности $(N+1)/2$ из последнего соотношения имеем $\mathbf{A}_{odd}\mathbf{\Phi} + \mathbf{I} = 0$, где матрица $\mathbf{A}_{odd}$ размерности $(N+1)/2 \times (N+1)/2$ имеет элементы $(\mathbf{A}_{odd})_{ij} = (4j-3)p_{ij}$.

Тогда искомое соотношение (граничные условия) записывается в виде:

$$\mathbf{\Phi} = -\mathbf{\Gamma}_{odd}\mathbf{I}, \text{ где } \mathbf{\Gamma}_{odd} = \mathbf{A}_{odd}^{-1}. \qquad (3)$$

При этом, например, для 5-го приближения матрица $\mathbf{A}_{odd}$ имеет вид:

$$\mathbf{A}_{odd} = \begin{pmatrix} 0.50000 & 0.62500 & -0.18750 \\ -0.12500 & 0.62500 & 0.63281 \\ 0.06250 & -0.19531 & 0.63281 \end{pmatrix}.$$

Из этой матрицы получаем $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для P_1, P_3 и P_5 -приближений.

Элементы матрицы $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для условий Маршака в нечетных приближениях приведены в табл. 1.

Таблица 1

Матрица $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для условий Маршака в нечетных приближениях

P_1-приближение	P_3-приближение	P_5-приближение
2.000000	1.600000 –1.600000 0.320000 1.280000	1.542857 -1.066667 1.523810 0.352653 0.975238 –0.58481 -0.043537 0.406349 1.160998

Из табл. 1 видно, что для P_1-приближения имеется предельный переход к диффузионному приближению $\Phi_0 = -2\Phi_1$.

Заметим, что при использовании нечетных P_N-приближений применение уровней необязательно, т.к. из-за того, что для последнего четного момента нет пары для формирования уровня, сшивка уровней сводится к сшивке четных угловых моментов.

1.2 Четные P_N-приближения

В четных приближениях уместно использовать в выражении (1) полиномы Лежандра четного порядка, в результате получим:

$$\sum_{j=1}^{N/2+1} \Phi_{2(j-1)}(x_L)\delta_{ij} + \sum_{j=1}^{N/2}(4j-1)p_{ji}\Phi_{2j-1}(x_L) = 0, \qquad (4)$$

Используя вектор нечетных угловых моментов **I** размерности $N/2$, вектор четных моментов **Φ** размерности $N/2+1$ и прямоугольную матрицу $\mathbf{A}_{even}$ размерности $(N/2+1)\times N/2$ с элементами $(\mathbf{A}_{even})_{ij} = (4j-1)p_{ji}$, из (4) имеем $\mathbf{\Phi} = -\mathbf{A}_{even}\mathbf{I}$. Умножая последнее соотношение слева на прямоугольную матрицу **Y** (см. выше), получаем искомое соотношение:

$$\tilde{\mathbf{\Phi}} = -\mathbf{\Gamma}_{even}\mathbf{I}\text{, где } \mathbf{\Gamma}_{even} = \mathbf{Y}\mathbf{A}_{even}.$$

Для P_6-приближения (а также для P_2 и P_4-приближений) имеем

$$\mathbf{\Gamma}_{even} = \begin{pmatrix} 2.25 & 0.875 & -0.17187 \\ 0.875 & 4.59375 & 1.804688 \\ -0.17187 & 1.804688 & 7.089844 \end{pmatrix}.$$

В четных P_N-приближениях интегрирование в (1) с полиномом нечетного порядка не приводит к желаемому результату из-за невозможности от вектора четных моментов перейти к вектору уровней (так как матрица $\mathbf{Y}$ прямоугольная и не имеет обратной).

Отметим, что в P_2-приближении имеем $\tilde{\Phi}_0 = -2.25\Phi_1$.

2. Граничные условия Марка

В данном параграфе новым является использование граничных условий Марка в четных P_N-приближениях метода сферических гармоник.

2.1 Нечетные P_N-приближения

При постановке граничных условий Марка в нечетных P_N-приближениях (на каждой границе $(N+1)/2$ условий) используют то, что полином Лежандра четного порядка $P_{N+1}(\mu)$ имеет $(N+1)/2$ «отрицательных» нулей и $(N+1)/2$ нулей при положительных μ. Если обозначить эти положительные корни (нули полинома) μ_i^{N+1}, то граничные условия, используя (2), можно записать (на левой границе) следующим образом:

$$\sum_{n=0}^{N} \frac{2n+1}{4\pi} \Phi_n(x_L) P_n(\mu_i^{N+1}) = 0,\ i = 1, 2, ..., (N+1)/2.$$

Записывая отдельно суммирование по четным и нечетным индексам n, имеем:

$$\sum_{j=1}^{(N+1)/2} [4(j-1)+1] P_{2(j-1)}(\mu_i^{N+1}) \Phi_{2(j-1)}(x_L) + \sum_{j=1}^{(N+1)/2} [2(2j-1)+1] P_{2j-1}(\mu_i^{N+1}) \Phi_{2j-1}(x_L) = 0. \quad (5)$$

Используя ранее введенные векторы нечетных $\mathbf{I}$ и четных $\mathbf{\Phi}$ моментов размерности $(N+1)/2$ соотношение (5) запишем в матрично-векторной форме:

$$\mathbf{O}_{odd}\mathbf{\Phi} + \mathbf{T}_{odd}\mathbf{I} = 0,\ \text{или } \mathbf{\Phi} = -\mathbf{\Gamma}_{odd}\mathbf{I}\text{, где } \mathbf{\Gamma}_{odd} = \mathbf{O}_{odd}^{-1}\mathbf{T}_{odd}. \quad (6)$$

Элементы квадратных матриц $\mathbf{O}_{odd}^{-1}$ и $\mathbf{T}_{odd}$ вычисляются по формулам:

$$(\mathbf{O}_{odd})_{ij} = (4j-3) P_{2(j-1)}(\mu_i^{N+1}),\ (\mathbf{T}_{odd})_{ij} = (4j-1) P_{2j-1}(\mu_i^{N+1}).$$

При использовании нечетных P_N-приближений применение уровней также необязательно, т.к. из-за того, что для последнего четного момента нет пары для формирования уровня, сшивка уровней сводится к сшивке четных угловых моментов.

Если в условиях Маршака мы можем получить одну «большую» матрицу, из которой можем вырезать нужную квадратную часть (от начала матрицы), то матрица Марка для каждого приближения индивидуальна [1].

[1]Автор благодарит студентов Института Ядерной Энергетики (филиал) СПбПУ Петра Великого Борисенко А.В. и Муравьеву К.В. за получение численных значений, приведенных далее в настоящей работе.

Вид матрицы $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для условий Марка в нечетных приближениях представлен в табл. 2.

Таблица 2

Матрица $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для условий Марка в нечетных приближениях

P_1-приближение	P_3-приближение	P_5-приближение
1.732266	1.563802 –1.13743 0.333008 1.068431	1.529853 –0.98731 0.94162 0.358049 0.940091 –0.58481 –0.04536 0.422579 0.966512

В P_1-приближении мы также не имеем предельного перехода к диффузионному приближению: вместо диффузионного $\Phi_0 = -2\Phi_1$ имеем $\Phi_0 = -1.73\Phi_1$, вследствие чего можем ожидать, что в низших приближениях метода сферических гармоник (а также, метода поверхностных гармоник) расчёты с применением условий Марка будут занижать собственное значение по сравнению с условиями Маршака.

2.2 Четные P_N-приближения

В четном P_N-приближении имеется столько же линейно независимых решений (и неизвестных коэффициентов перед ними), сколько в предыдущем нечетном – поэтому в граничных условиях используются комбинации четных моментов распределения (уровни) нейтронов, а на каждой границе необходимо поставить $N/2$ условий.

Для формирования вектора уровней необходимо записывать $N/2+1$ уравнений, чтобы, используя матрицу $\mathbf{Y}$, перейти к вектору уровней размерности $N/2$. Можно в качестве выделенных μ_i использовать μ_i^{N+2} – нули полинома $P_{N+2}(\mu)$, то есть, следующего четного полинома.

Этих нулей $N+2$, поэтому на каждой границе можем записать по $\frac{N+2}{2} = \frac{N}{2} + 1$ уравнений.

В любом случае можем записать, например, на левой границе $(N+2)/2$ уравнений типа (5):

$$\sum_{j=1}^{N/2+1} [4(j-1)+1] P_{2(j-1)}(\mu_i^{N+2}) \Phi_{2(j-1)}(x_L) + \sum_{j=1}^{N/2} [2(2j-1)+1] P_{2j-1}(\mu_i^{N+2}) \Phi_{2j-1}(x_L) = 0,$$

или, в матричном виде:

$$\mathbf{O}_{even}\mathbf{\Phi} + \mathbf{T}_{even}\mathbf{I} = 0. \qquad (7)$$

Важно отметить, что элементы матриц $\mathbf{O}_{even}$, $\mathbf{T}_{even}$ вычисляются по тем же формулам раздела 2.1, что и для матриц $\mathbf{O}_{odd}$, $\mathbf{T}_{odd}$, но матрица $\mathbf{O}_{even}$ – квадратная размерностью $\frac{N+2}{2}\left(\frac{N}{2}+1\right)$, а $\mathbf{T}_{even}$ – прямоугольная (строк $(N+2)/2$, а столбцов $N/2$).

Из (7) можем записать $\mathbf{\Phi} = \mathbf{O}_{even}^{-1}\mathbf{T}_{even}\mathbf{I}$, а после умножения матрицы $\mathbf{\Phi}$ на прямоугольную матрицу $\mathbf{Y}$ слева получаем искомое соотношение $\left(\tilde{\mathbf{\Phi}} = \mathbf{Y}\mathbf{\Phi}\right)$:

$$\tilde{\mathbf{\Phi}} = -\mathbf{\Gamma}_{even}\mathbf{I}, \text{ где } \mathbf{\Gamma}_{even} = \mathbf{Y}\mathbf{O}_{even}^{-1}\mathbf{T}_{even}.$$

Для приближений до P_6 компоненты матрицы приведены в табл. 3.

Таблица 3

Матрица $\mathbf{\Gamma}_{odd}$ для условий Марка в четных приближениях

P_2-приближение	P_4-приближение	P_6-приближение
2.229819	2.245951 0.892876 0.892694 4.510589	2.248708 0.880126 –0.1846 0.880234 4.572526 1.860078 –0.18489 1.859594 6.933029

В P_2-приближении имеем $\tilde{\mathbf{\Phi}}_0 = -2.23\mathbf{\Phi}_1$. Можем отметить, что в низших четных приближениях метода сферических гармоник условия Марка будут несколько предпочтительнее, чем условия Маршака.

Таким образом, в четных и нечетных приближениях метода сферических гармоник (и МПГ) имеем однозначные граничные условия Маршака и Марка. Следует отметить, что при использовании условий Маршака необходимо один раз с использованием численного интегрирования вычислить элементы p_{ij} (например, для P_{97}-приближения примерно 2500 чисел), и далее эту матрицу можно использовать для всех более низких приближений.

В случае применения условий Марка необходимо найти нули всех четных полиномов Лежандра (примерно 1250 значений при использовании приближений до $N = 97$), вычислить значения полиномов для необходимых выделенных направлений (примерно 2 500 значений), и эти значения использовать для построения индивидуальных матриц $\mathbf{\Gamma}$ для каждого приближения путем матричных преобразований. В этом смысле, хотя исходное количество чисел для получения матрицы $\mathbf{\Gamma}$ одинаково (для обоих типов граничных условий), но само получение этой матрицы более громоздко в случае использования условий Марка. Если же матрицы для условий Марка получить один раз, а затем «хранить», то количество хранимых чисел будет примерно в 100 раз больше для нашего случая, когда $N \leq 97$.

3. Конечно-разностная запись граничных условий

Конечно-разностную запись граничных условий продемонстрируем сначала на одномерной геометрии. Используя результаты работы [9], трёхточечное уравнение (аналог конечно-разностной аппроксимации одномерного уравнения диффузии) для неструктурированной сетки, но симметричных ячеек можно записать в виде:

$$\sum_{i=k\pm1} (\mathbf{\psi}_k + \mathbf{\psi}_i)^{-1} (\mathbf{R}_i \mathbf{\Phi}_i - \mathbf{R}_k \mathbf{\Phi}_k) - \Sigma_k \mathbf{\Phi}_k + \mathbf{Q}_k = 0 \qquad (8)$$

где

$\mathbf{\Phi}_k$, $\mathbf{\Phi}_i$ – искомые «плотности потока нейтронов» в соседних ячейках сетки;

$\mathbf{Q}_k$ – внешний «источник» нейтронов (если он есть);

$\mathbf{\Psi}_k$,$\mathbf{\Psi}_i$, $\mathbf{\Sigma}_k$, $\mathbf{R}_i$ – коэффициенты уравнения (связаны с коэффициентами диффузии, сечениями поглощения нейтронов и коэффициентами неравномерности плотности потока нейтронов в ячейках).

Обычно систему конечно-разностных уравнений записывают в виде (смотрите, например, [11]):

$$-a_k\Phi_{k-1}+e_k\Phi_k-b_k\Phi_{k+1}=q_k,$$

после чего пишут громоздкие (особенно для не одномерного случая) формулы для вычисления коэффициентов этих уравнений. Уравнение (8) также можно записать в аналогичном виде (пишем в матричном виде, а не для одной группы нейтронов, как приведено в [11]):

$$-\mathbf{A}_k\mathbf{\Phi}_{k-1}-\mathbf{B}_k\mathbf{\Phi}_{k+1}+(\mathbf{C}_k+\mathbf{\Sigma}_k\mathbf{\Phi}_k)=\mathbf{Q}_k \qquad (9)$$

$$\mathbf{a}_k=(\boldsymbol{\psi}_{k-1}+\boldsymbol{\psi}_k)^{-1},\ \mathbf{A}_k=(\boldsymbol{\psi}_{k-1}+\boldsymbol{\psi}_k)^{-1}\mathbf{R}_{k-1}=\mathbf{a}_k\mathbf{R}_{k-1}\ ,\ \text{(кроме 1-й ячейки)},$$

$$\mathbf{B}_k=(\boldsymbol{\psi}_k+\boldsymbol{\psi}_{k+1})^{-1}\mathbf{R}_{k+1}=\mathbf{a}_{k+1}\mathbf{R}_{k+1}\ \text{или}\ \mathbf{B}_{k-1}=\mathbf{a}_k\mathbf{R}_k\ ,\ \text{(кроме }K\text{-й, граничной ячейки)}.$$

Для удобства программирования этих формул для граничных ячеек целесообразно нумерацию в массиве коэффициентов $\mathbf{B}_k$ начать с нуля, при этом вычислять $\mathbf{B}_0=\mathbf{a}_1\mathbf{R}_1$, $\mathbf{a}_1=(\mathbf{\Gamma}_0+\boldsymbol{\psi}_1)^{-1}$.

Аналогично, размерность массива для коэффициентов $\mathbf{A}_k$ целесообразно увеличить до K+1, при этом $\mathbf{A}_{K+1}=\mathbf{a}_{K+1}\mathbf{R}_K$, $\mathbf{a}_{K+1}=(\boldsymbol{\psi}_K+\mathbf{\Gamma}_{K+1})^{-1}$. Тогда всегда в соотношении (9) имеем:

$$\mathbf{C}_k=\mathbf{A}_{k+1}+\mathbf{B}_{k-1}\ .$$

Для двумерной геометрии формулы получаются аналогичными. В работе [10] для прямоугольной сетки пятиточечные уравнения записываются в виде (i – индекс ячеек по оси x, j – индекс ячеек по оси y):

$$-a_{ij}\Phi_{i+1,j}-b_{ij}\Phi_{i-1,j}-c_{ij}\Phi_{i,j+1}-d_{ij}\Phi_{i,j-1}+e_{ij}\Phi_{i,j}=q_{ij},$$

с громоздкими формулами (зависящими, в том числе, от размеров ячеек) для вычисления коэффициентов этих уравнений.

Получаемые в МПГ уравнения (для симметричных прямоугольных ячеек)

$$\sum_{k=\pm1}(\boldsymbol{\psi}_{xi+k,j}+\boldsymbol{\psi}_{xi,j})^{-1}(\mathbf{R}^x_{i+k,j}\mathbf{\Phi}_{i+k,j}-\mathbf{R}^x_{i,j}\mathbf{\Phi}_{i,j})+\sum_{k=\pm1}(\boldsymbol{\psi}_{yi,j+k}+\boldsymbol{\psi}_{yi,j})^{-1}(\mathbf{R}^y_{i,j+k}\mathbf{\Phi}_{i,j+k}-\mathbf{R}^y_{i,j}\mathbf{\Phi}_{i,j})-\mathbf{\Sigma}_{i,j}\mathbf{\Phi}_{i,j}+\mathbf{Q}_{i,j}=0$$

тоже можно записать в аналогичном виде (пишем в матричном виде, а не для одной группы нейтронов, как написано в [11]):

$$-\mathbf{A}^x_{ij}\mathbf{\Phi}_{i-1,j}-\mathbf{B}^x_{ij}\mathbf{\Phi}_{i+1,j}-\mathbf{A}^y_{ij}\mathbf{\Phi}_{i,j+1}-\mathbf{B}^y_{ij}\mathbf{\Phi}_{i,j-1}+(\mathbf{C}^x_{ij}+\mathbf{C}^y_{ij}+\mathbf{\Sigma}_{i,j}\mathbf{\Phi}_{i,j})=\mathbf{\Sigma}_{i,j}\mathbf{\Phi}_{i,j}+\mathbf{Q}_{i,j} \qquad (10)$$

Формулы для коэффициентов уравнений по x и по y имеют однотипный вид (k=i,j, a = x, $k\pm1$ = $i\pm1$,j или a = y, $k\pm1$ = i,$j\pm1$):

$$\mathbf{a}^a_k=(\boldsymbol{\psi}_{ak-1}+\boldsymbol{\psi}_{ak})^{-1},\ \mathbf{A}^a_k=(\boldsymbol{\psi}_{ak-1}+\boldsymbol{\psi}_{ak})^{-1}\mathbf{R}^a_{k-1}=\mathbf{A}^a_k\mathbf{R}^a_{k-1},\quad \text{(кроме 1-й ячейки)},$$

$$\mathbf{B}^a_k=(\boldsymbol{\psi}_{ak}+\boldsymbol{\psi}_{ak+1})^{-1}\mathbf{R}^a_{k+1}=\mathbf{a}^a_{k+1}\mathbf{R}^a_{k+1}\ \text{или}\ \mathbf{B}^a_{k-1}=\mathbf{A}^a_k\mathbf{R}^a_k\ ,\ \text{(кроме K-й ячейки)}.$$

Опять же, для удобства программирования этих формул для граничных ячеек целесообразно нумерацию элементов в массиве коэффициентов $\mathbf{B}^a_k$ начать с нуля (при этом вычислять $\mathbf{B}^a_0=\mathbf{a}^a_1\mathbf{R}^a_1$, $\mathbf{a}^a_1=(\mathbf{\Gamma}^a_0+\boldsymbol{\psi}^a_1)^{-1}$).

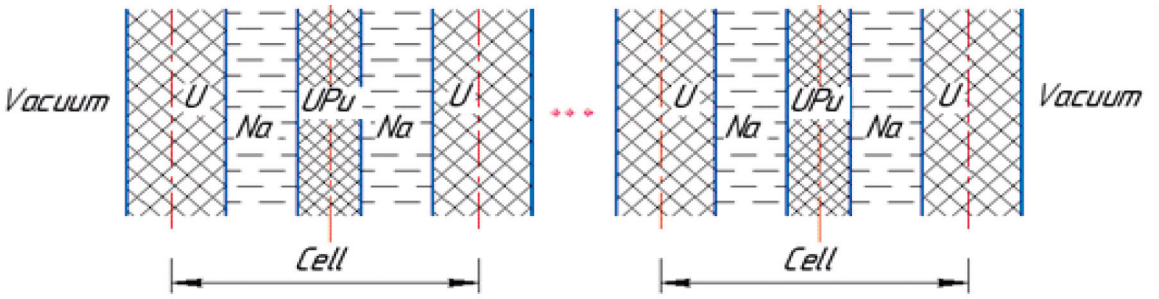
Аналогично, размерность массива для $\mathbf{A}_k^a$ целесообразно увеличить до K+1, при этом $\mathbf{A}_{K+1}^a = \mathbf{a}_{K+1}^a \mathbf{R}_K^a$, $\mathbf{a}_{K+1}^a = (\boldsymbol{\psi}_K^a + \boldsymbol{\Gamma}_{K+1}^a)^{-1}$.

Тогда всегда $\mathbf{C}_{ij}^x = \mathbf{A}_{i+1,j}^x + \mathbf{B}_{i-1,j}^x$, $\mathbf{C}_{ij}^y = \mathbf{A}_{i,j+1}^y + \mathbf{B}_{i,j-1}^y$, а систему уравнений (10) можно решать известными и описанными в [11] для уравнения диффузии способами (методом простых итераций, методом итераций Гаусса-Зайделя, методом точечной иди линейной релаксации, методом переменных направлений и так далее).

4. Сравнение граничных условий Марка и Маршака

Для численной иллюстрации и сравнения результатов расчёта с использованием граничных условий Маршака и Марка в четных и нечетных приближениях метода сферических и поверхностных гармоник воспользуемся результатами работы [12].

Рассмотрим наиболее трудную для методов тестовую задачу из работы [8] – расчёт коэффициента размножения нейтронов в плоской геометрии для системы из последовательно расположенных пластин из *U* и *U-Pu*, разделённых слоями *Na*, схематически представленной ниже на рисунке (ячейки, используемые в МПГ, помечены индексом «Cell»). В настоящей статье результаты приведены для системы с 5-ю слоями *U* (количество *U-Pu* пластин на единицу меньше – 4).



	U	Na	UPu
$\sum t$, см$^{-1}$	0.18155	0.04529	0.25265
$\nu\sum f$, см$^{-1}$	0.00998	0	0.08604
$\sum s$, см$^{-1}$	0.11798	0.02677	0.185
Толщина, см	1.0	0.625	0.25

Рисунок. Геометрия и свойства материалов в тестовой задаче

При решении односкоростных одномерных (плоских, многослойных) задач методом сферических гармоник можно численно найти корни характеристического уравнения, аналитически записать решение в каждом слое системы в виде линейной комбинации независимых (*N+1* для нечетных или *N/2* для четных приближений) решений. Коэффициенты линейной комбинации (и коэффициент размножения – собственное число задачи) находятся из решения системы линейных уравнений сшивки распределения нейтронов (угловых моментов) на границах слоев и граничных условий (типа Маршака или Марка). В качестве реперного принимается результат, полученный в P_{97}-приближении.

В методе поверхностных гармоник, как и в методе гомогенизации, слои (периодически повторяющиеся) объединяются в ячейки, распределение нейтронов в ячейке строится в виде линейной комбинации небольшого количества пробных функций, каждая из которых вычисляется в P_{97}-приближении и удовлетворяет некоторым неоднородным граничным условиям.

Коэффициенты линейной комбинации (и коэффициент размножения – собственное число задачи) находятся из решения системы линейных уравнений сшивки распределения нейтронов (угловых моментов) на границах ячеек и граничных условий (типа Маршака или Марка). Важно, что на границах ячеек сшиваются только низшие угловые моменты, до $L^{МПГ}$, включительно ($L^{МПГ} \leq 9$), поэтому границы ячеек рекомендуется выбирать там, где угловое распределение нейтронов можно описать небольшим количеством угловых моментов.

Отметим, что для рассматриваемой задачи сетка для МПГ будет нерегулярной – наряду с четырьмя ячейками одинаковых размеров на краях системы будут урановые ячейки другого размера, но МПГ легко справляется с такой ситуацией. В нижеследующей табл. 4 приведены и четные МПГ-приближения, чтобы показать (по аналогии с методом сферических гармоник) различия между результатами, полученными при сшивке на границах ячеек «чистых» четных моментов (нечетные приближения), и полученными при сшивке в четных приближениях «уровней» (комбинаций соседних четных моментов).

Из данных табл. 4 видны ожидаемые результаты в части метода сферических гармоник, а именно: в нечетных приближениях условия Марка несколько проигрывают условиям Маршака (до 1% в коэффициенте размножения в P_1-приближении, но с ростом номера приближения этот проигрыш становится совершенно незначимым – около 0.02% в P_9-приближении).

Таблица 4

Отклонение коэффициента размножения от реперного значения (в 10^{-5})

№	Вариант с 5 U-пластинами				Вариант с 11 U-пластинами			
	Маршак		Марк		Маршак		Марк	
	МСГ	МПГ	МСГ	МПГ	МСГ	МПГ	МСГ	МПГ
1	-4014.7	-1850.6	-4993.8	-2772.9	-2351.3	-797.5	-2939.2	-1366.4
2	13288.3	2100.3	13153.1	2054.7	19863.3	521.0	19839.0	488.9
3	-1913.0	-338.1	-2233.0	-639.6	-1314.3	-72.6	-1412.0	-169.4
4	12182.4	462.8	12146.9	420.1	10395.2	89.4	10378.3	69.9
5	-1425.2	-94.6	-1537.4	-201.7	-1142.6	-19.7	-1173.7	-50.5
6	7779.3	142.5	7753.2	113.1	6756.8	32.1	6747.1	21.5
7	-1213.4	-34.5	-1260.4	-79.8	-1028.5	-8.8	-1042.3	-22.5
8	5534.8	55.8	5517.3	36.7	4859.7	15.8	4853.9	9.5
9	-1071.7	-15.1	-1095.0	-37.7	-928.0	-4.7	-928.0	-12.1
10	4192.4	–	4180.5	–	3707.0	–	3703.2	–
30	840.7	–	839.9	–	763.0	–	763.0	–
31	-322.5	–	-321.8	–	-287.8	–	-287.8	–
45	-159.1	–	-159.3	–	-142.8	–	-142.8	–
46	402.1	–	401.8	–	368.2	–	368.2	–
56	284.4	–	284.2	–	261.6	–	261.6	–
57	-87.9	–	-88.2	–	-79.3	–	-79.3	–
72	184.9	–	184.8	–	171.0	–	170.9	–
73	-36.5	–	-36.8	–	-33.1	–	-33.1	–
96	118.2	–	118.1	–	109.8	–	109.8	–
97	0.0	–	-0.1	–	0.0	–	-0.1	–

В четных приближениях МСГ условия Марка чуть предпочтительнее (улучшение меньше 0.02 %), но отличия от репера по модулю существенно (в разы) больше, чем в предыдущих нечетных приближениях (и сходимость видится более медленной).

Что касается метода поверхностных гармоник, то в нечетных приближениях картина аналогична МСГ (условия Маршака предпочтительнее), но в четных приближениях в соответствии с данными табл. 4 условия Марка работают лучше, чем условия Маршака. При этом, отличия коэффициента размножения от репера по модулю меньше, чем в предыдущем нечетном МПГ-приближении с условиями Марка (а до $L^{МПГ} \leq 6$ выигрывают и у граничных условий Маршака). Но четные приближения МПГ (и МСГ) обычно не используют, так как в четных приближениях наблюдается разрыв четных угловых моментов, в том числе, полной (проинтегрированной по направлениям полета нейтронов) плотности потока нейтронов, а это, как правило, неприемлемо для пользователей (не физично, т.е. не соответствует действительности).

Таким образом, результаты таковы, что условия Маршака, как правило, предпочтительнее использовать в методах сферических и поверхностных гармоник. Однако, при расчёте коэффициента размножения нейтронов в методе поверхностных гармоник, который, как правило, будет применяться в невысоких приближениях, условия Марка вполне конкурентоспособны с условиями Маршака (если забыть о нефизичных разрывах плотности потока нейтронов на границах ячеек).

Заключение

В работе получены численные значения, необходимые для постановки граничных условий Марка и Маршака в виде матрицы связи четных и нечетных угловых моментов распределения нейтронов $\mathbf{Ф = – ГI}$ на границе системы.

Показано, что условия Маршака, как правило, предпочтительнее в методах сферических и поверхностных гармоник.

При расчёте коэффициента размножения в четных приближениях метода поверхностных гармоник, который, как правило, будет применяться в невысоких приближениях, условия Марка вполне конкурентоспособны с условиями Маршака.

Литература

1. *Smith K.S.* Spatial Homogenization Methods for Light Water Reactor Analysis by. – Massachusetts Inst. Technol., Boston, 1980.
2. *Laletin N.I.* Basic principles for Developing Equations for Geterogeneous Reactor A. Modification of Homogenization method // Nuclear Science and Engineering. – 1983. – V. 85. – P. 133–138.
3. *Ельшин А.В.* Уточнение метода гомогенизации гетерогенного реактора / А.В. Ельшин, Н.И. Лалетин //Атомная энергия. –1977. – Т. 43, вып. 4. – С. 247–253.
4. *Белл Д.* Теория ядерных реакторов / Д. Белл, С. Глесстон. – М.: Атомиздат, 1974. – 496 с.
5. *Лалетин Н.И.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора 2. Квадратная, треугольная и двойная решётка блоков: препринт ИАЭ-3458/5 / Н.И. Лалетин, А.В. Ельшин. – М., 1981.

6. *Ельшин А.В.* Получение конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора с пространственной кинетикой // Атомная энергия. – 2007. – Т.103, вып. 4. – С. 222–232.

7. *Ковалишин А.А.* Алгоритм и код для расчёта граничных условий в реакторах ВВЭР / А.А. Ковалишин, Н.И. Лалетин // Материалы 12 семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 2–6 сентября 2002. – С. 155–157.

8. *TrahanT.J.* An Asymptotic Homogenized Neutron Diffusion Approximation / T.J. Trahan, E.W. Larsen // II Numerical Comparison. Proc. Physor 2012 – Advances in Reactor Physics. – Linking Research, Industry, and Education, Knoxville, Tennessee, USA.

9. *Ельшин А.В.* Конечно-разностные уравнения для распределения нейтронов и их ценности в трёхмерном гетерогенном реакторе с неструктурированной сеткой // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2016. – Вып. 5. – С. 36–44.

10. *Ельшин А.В.* Вакуумные граничные условия в методе поверхностных гармоник / А.В. Ельшин, Н.В. Тенищева // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – Вып. 1. – С. 41–47.

11. *Шишков Л.К.* Методы решения диффузионных уравнений для двумерного ядерного реактора. – Москва, 1979.

12. Mark and Marshak boundary conditions in surface harmonics method / A.V. El'shin, K. V. Muraveva, A.I. Borisenko, A.A. Kalutik // J. Phys. – 2018. – Conf. Ser. 1133 012017.

УДК 532.542: 004.942

Расчёты по коду КОРСАР/CFD процессов перемешивания теплоносителя в модели реактора ВВЭР-1000 на стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» при функционировании различного количества циркуляционных насосов

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

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

Аннотация

В статье приведено сопоставление результатов расчётов по коду КОРСАР/CFD с данными второй серии экспериментов, проведённых на четырёхпетлевом стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для модели реактора ВВЭР-1000. Эксперименты моделируют процессы перемешивания в напорной камере реактора для режимов с возмущением по температуре или концентрации борной кислоты теплоносителя в одной из петель при работе разного количества циркуляционных насосов. Продемонстрировано значимое влияние на результаты расчётов малых изменений в условиях поступления теплоносителя из патрубков (наклон патрубков на 3°) и 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 coolant mixing processes with different number of pumps in operation in the VVER-1000 reactor model at the four-loop test facility of OKB "GIDROPRESS"

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

FSUE "Alexandrov NITI", Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

This paper compares the results of KORSAR/CFD calculations with data from the second series experiments carried out in the VVER-1000 reactor model at the four-loop test facility of OKB "GIDROPRESS". The experiments simulated the mixing phenomena in the reactor lower plenum under conditions of temperature or boron concentration disturbance in one of the loops with different number of coolant pumps in operation. Significant sensitivity of the calculation results to slight variations in the conditions of coolant flow from the inlet nozzles (change of nozzle inclination angle by 3°) is observed. The effect of the coolant flow pattern in the annular region 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 разрывом 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 концентрации 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 имитатора при исследовании процессов перемешивания использовался раствор соли NaCl.

В статье [4] представлены результаты верификации расчётного кода КОРСАР/CFD на основе данных первой 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.

В настоящей работе изложены результаты верификации кода по опытным данным второй серии режимов, имитирующих проникновение в активную зону через напорную камеру холодного теплоносителя или теплоносителя с пониженной концентрацией борной кислоты при возмущении по отдельным петлям циркуляционного контура.

Подробное описание стенда и выбранных для верификации экспериментальных режимов представлены в отчётах [5–8].

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 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.

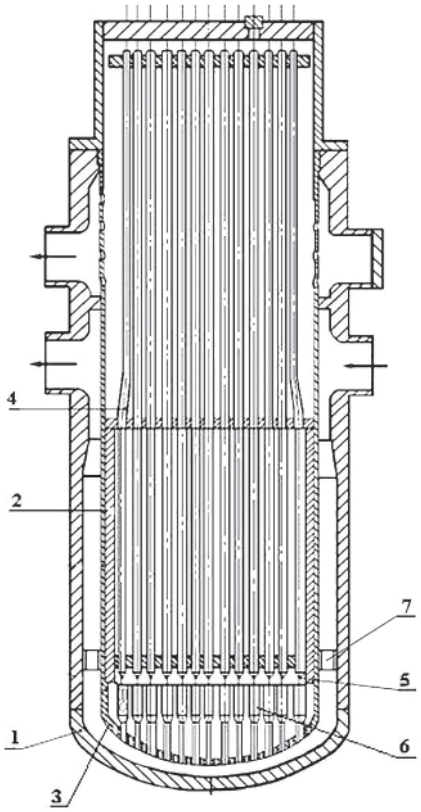


Рис. 1. Модель реактора:

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

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.

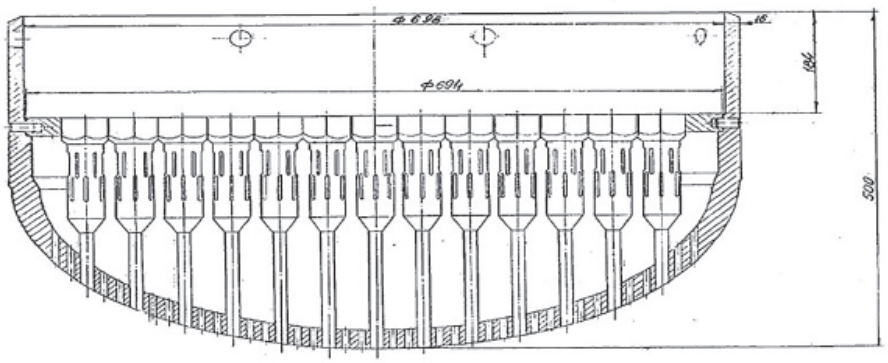


Рис. 2. Блок опорных труб

Модель реактора присоединена к четырём циркуляционным петлям. На рис. 3 схематично изображены две циркуляционные петли. Каждая петля оборудована циркуляционным насосом

с частотно-регулируемым приводом электродвигателя, что обеспечивает заданный закон выхода 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.

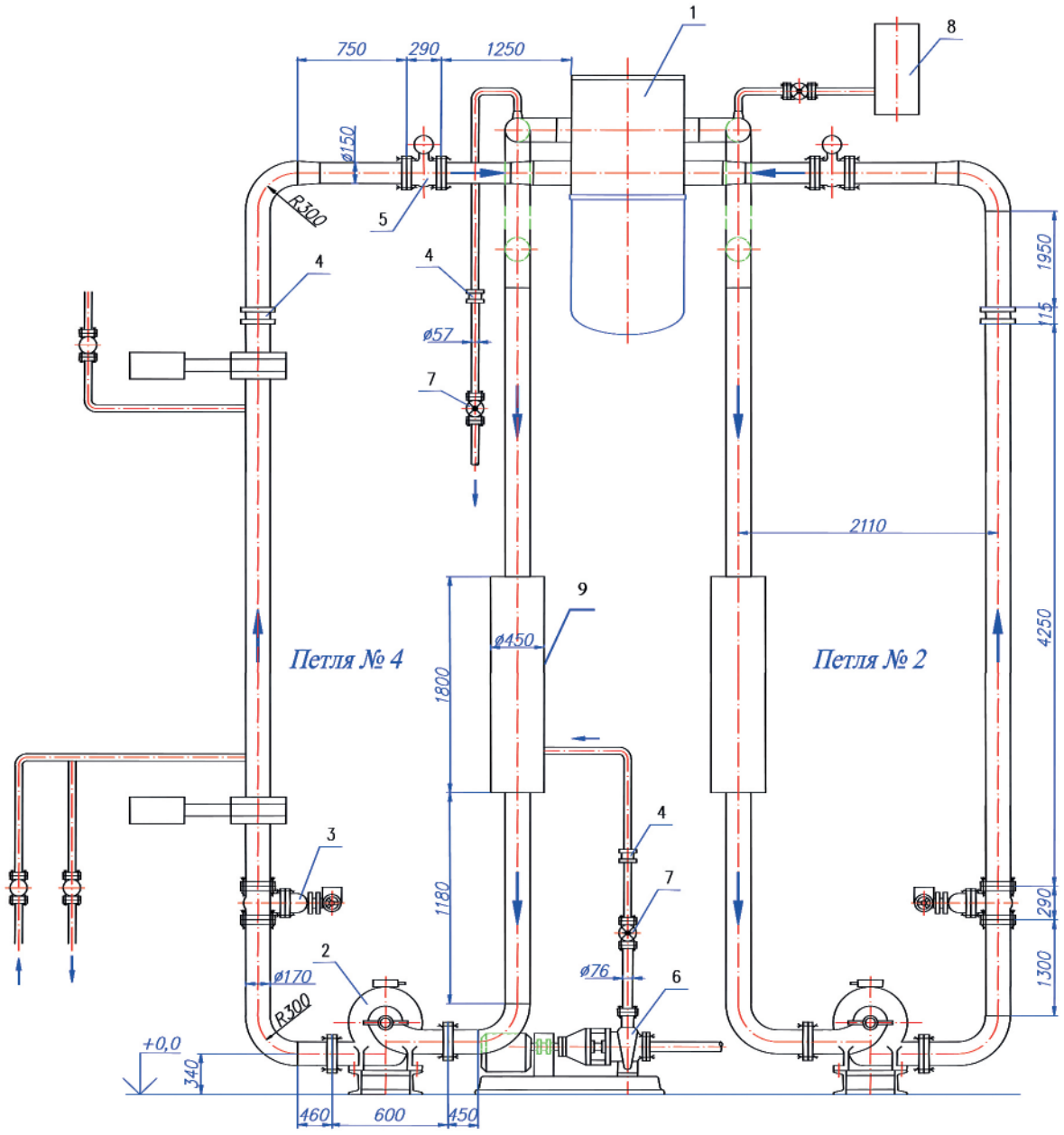


Рис. 3. Фронтальный вид экспериментальной установки:

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.

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.

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.

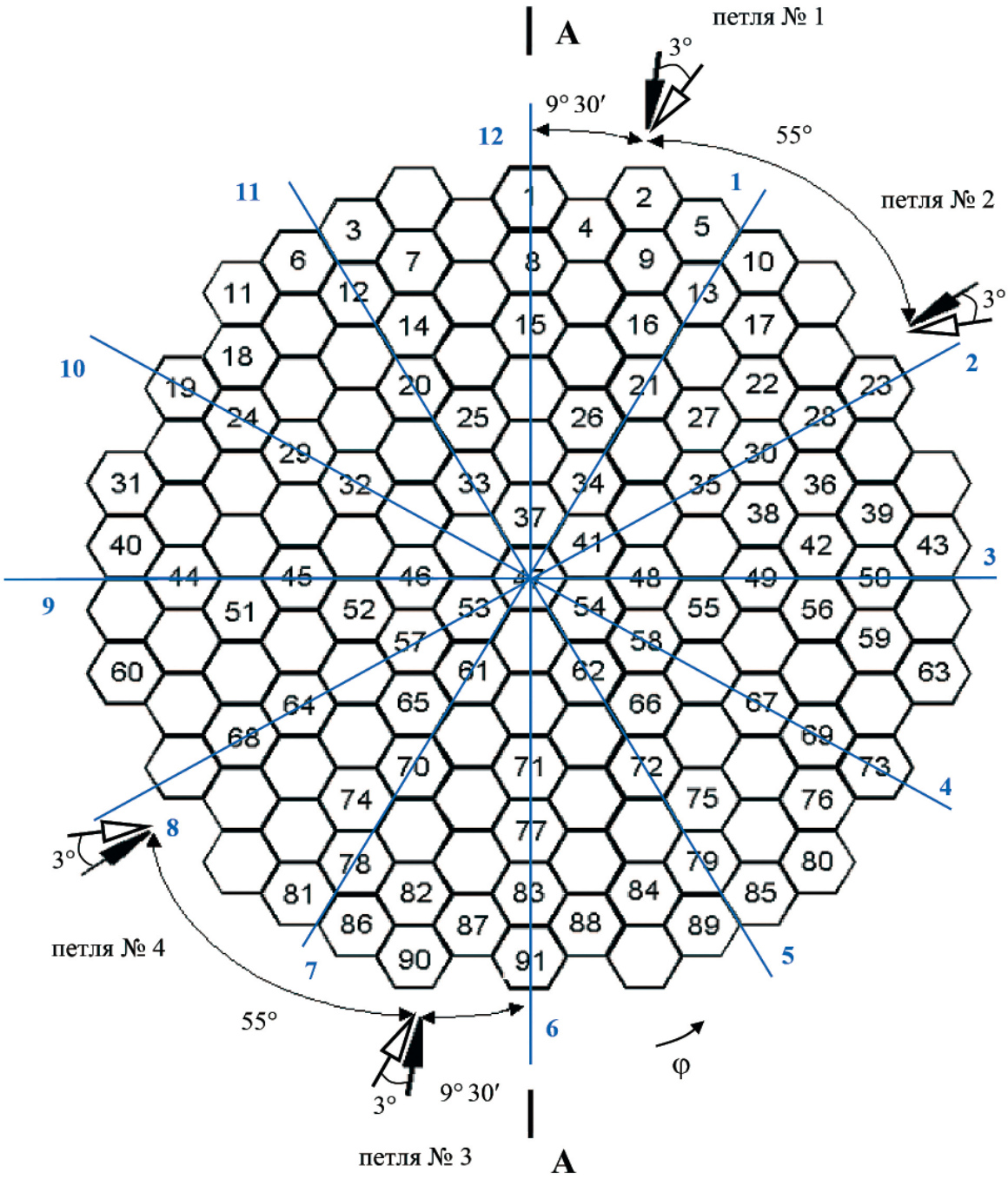


Рис. 4. Расположение кондуктометрических датчиков на выходе из опорных труб относительно петель (вид сверху)

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. Сопоставления результатов расчётов по коду КОРСАРCFD/CFD с данными двух режимов серии с пуском ГЦН изложены в работе [4].

Вторая серия режимов из пяти экспериментов имитирует возмущения по одной из петель при работе разного количества ГЦН и при ЕЦ по всем петлям (этот режим исключен из матрицы верификации). Возмущения задавались подачей в петлю концентрированного раствора из бака солевого раствора в течение 60 с с расходом 14 м^3/ч. При этом расходы по петлям составляли 172 м^3/ч. Особенностью этой серии экспериментов является поступление фронта воды с повышенной концентрацией соли в активную зону в виде ярко выраженных секторов. Исключение составляет режим с одним работающим насосом, в котором солевой раствор распространяется равномерно по сечению активной зоны. Он также не включен в матрицу верификации.

Сопоставление расчётных и экспериментальных данных осуществляется по усредненным показаниям датчиков, расположенных в двенадцати секторах с углом разворота 30°. На рис. 4. синими лучами отмечены границы расположения этих секторов, а синими цифрами – их нумерация. В каждый сектор включены все датчики, лежащие целиком либо частично между ограничивающими данный сектор лучами.

В табл. 1 приведена матрица верификации по экспериментальным данным второй серии режимов на четырёхпетлевом стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Таблица 1

Матрица верификации второй серии режимов

Порядковый номер	Номер режима	Описание режима
1	6	Работают ГЦН всех петель. Подача солевого раствора в петлю 4.
2	8	Работают ГЦН петель 1, 2, 4. Отключен ГЦН петли 3. Подача солевого раствора в петлю 2.
3	9	Работают ГЦН петель 1, 2. Отключены ГЦН петель 3, 4. Подача солевого раствора в петлю 2.

Каждый экспериментальный режим повторялся пять раз, то есть выполнялись пять 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).

В модели учитываются опоры шахты. При моделировании экспериментов ось *x* декартовой системы координат направлена симметрично между патрубками петель 1 и 2 (симметричная сетка). Ось *z* имеет направление вверх вдоль оси модели реактора. Расчётная сетка содержит 8.5 миллиона одинаковых ячеек. Декартовы ячейки имеют практически форму куба с длиной рёбер около 3 мм.

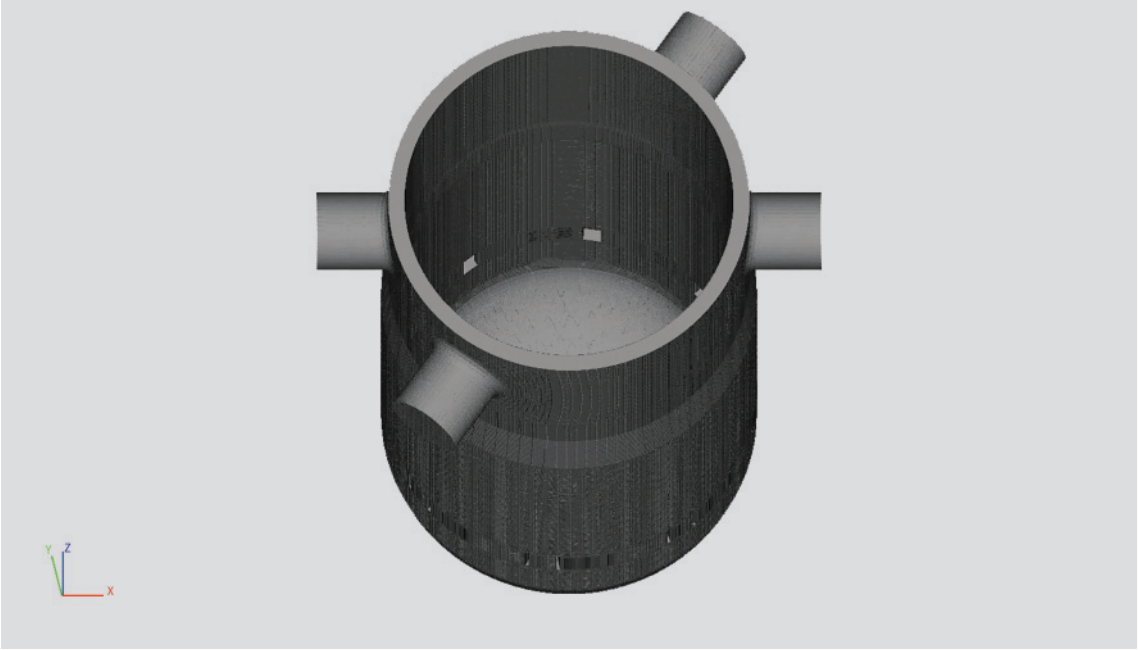
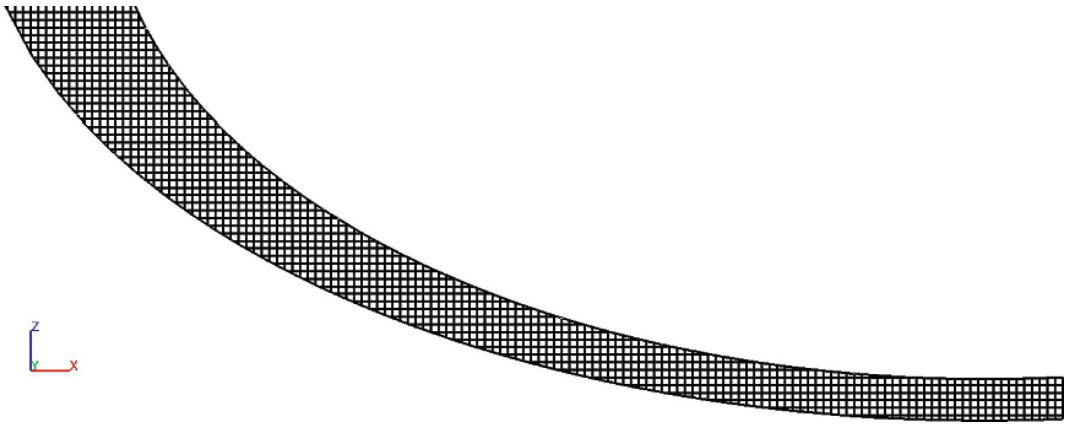


Рис. 5 – Трёхмерная область моделирования

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.

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 шестигранных каналов, соответствующих 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.

а)



б)

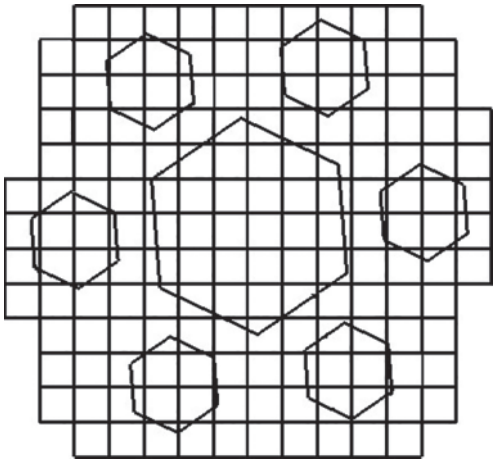


Рис. 6. Фрагменты расчётной сетки вблизи эллиптического днища шахты:
а) сечение xz; б) связка 3D и 1D областей.

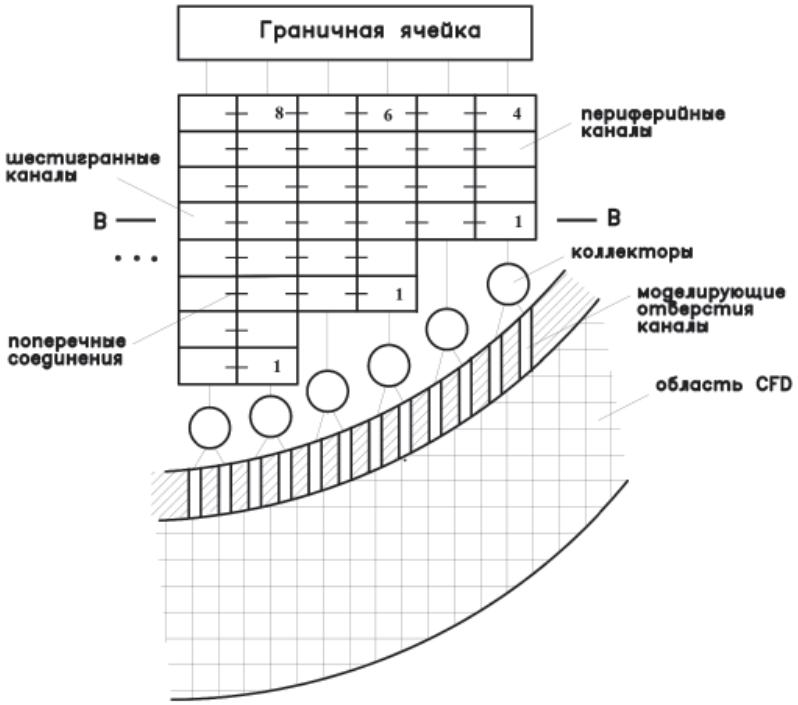


Рис. 7. Одномерная расчётная схема модели нижней камеры (сечение А-А на рис. 4)

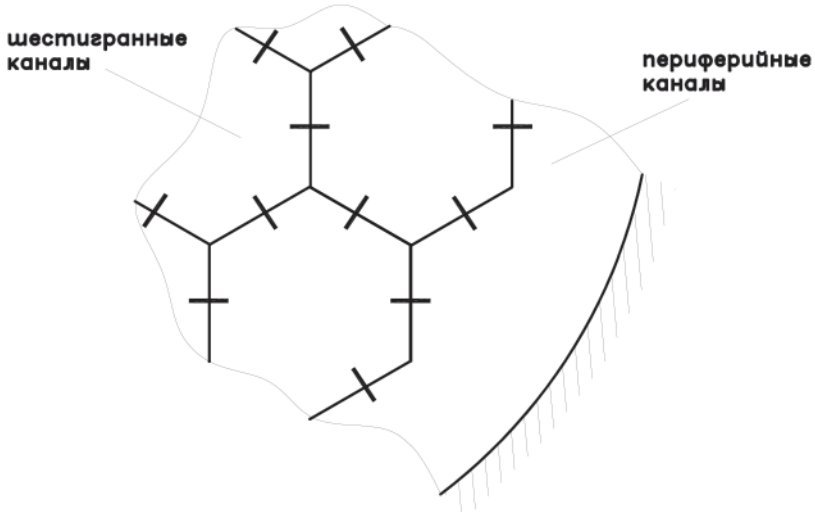


Рис. 8. Поперечные связи ячеек каналов нижней камеры (сечение В-В на рис. 7)

Использование одномерных элементов при нодализации нижней камеры реактора, затесненной металлическими конструкциями, эквивалентно применению модели пористого тела в этой области [9, 10].

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 четырёх ячеек трёхмерной области, а диаметром 18 мм приблизительно 20 ячеек (см. рис. 6).

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.

Для оценки сеточной зависимости результатов были выполнены дополнительные расчёты с использованием трёх сеток:

- несимметричной сетки, когда ось x направлена из патрубка петли 4 в патрубок петли 2 (при сохранении размера ячеек, общее количество ячеек составляло 6.7 миллиона);
- с измельчением симметричной и несимметричной сеток в 1.5 раза по координатным направляющим x и y (мелкие сетки).

Изменения концентрации соли на входе в патрубки по времени для второй серии экспериментов задавались 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:

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

где $T_0 = 293{,}15$ K; $T_1 = 303{,}15$ K.

Расчёты с исходной симметричной сеткой 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 трёхмерной постановке турбулентная вязкость рассчитывалась по алгебраической модели.

Сопоставление результатов расчётов и экспериментов

Можно выделить три стадии поступления концентрации соли в активную зону (в опорные трубы) данной серии экспериментов. На первой стадии происходит рост и стабилизация концентрации в виде сектора вследствие достижения фронта из патрубка петли, в которую подается солевой раствор. На второй стадии наблюдается дальнейшее увеличение концентрации за счет ее прироста во входных патрубках после оборота теплоносителя по циркуляционным петлям. Третья стадия характеризуется снижением концентрации в секторе и ее выравниванием по всему сечению активной зоны при прекращении подачи солевого раствора из бака. Экспериментальные данные по изменению во времени относительной концентрации соли на входе в патрубки работающих петель для режимов показаны на рис. 9.

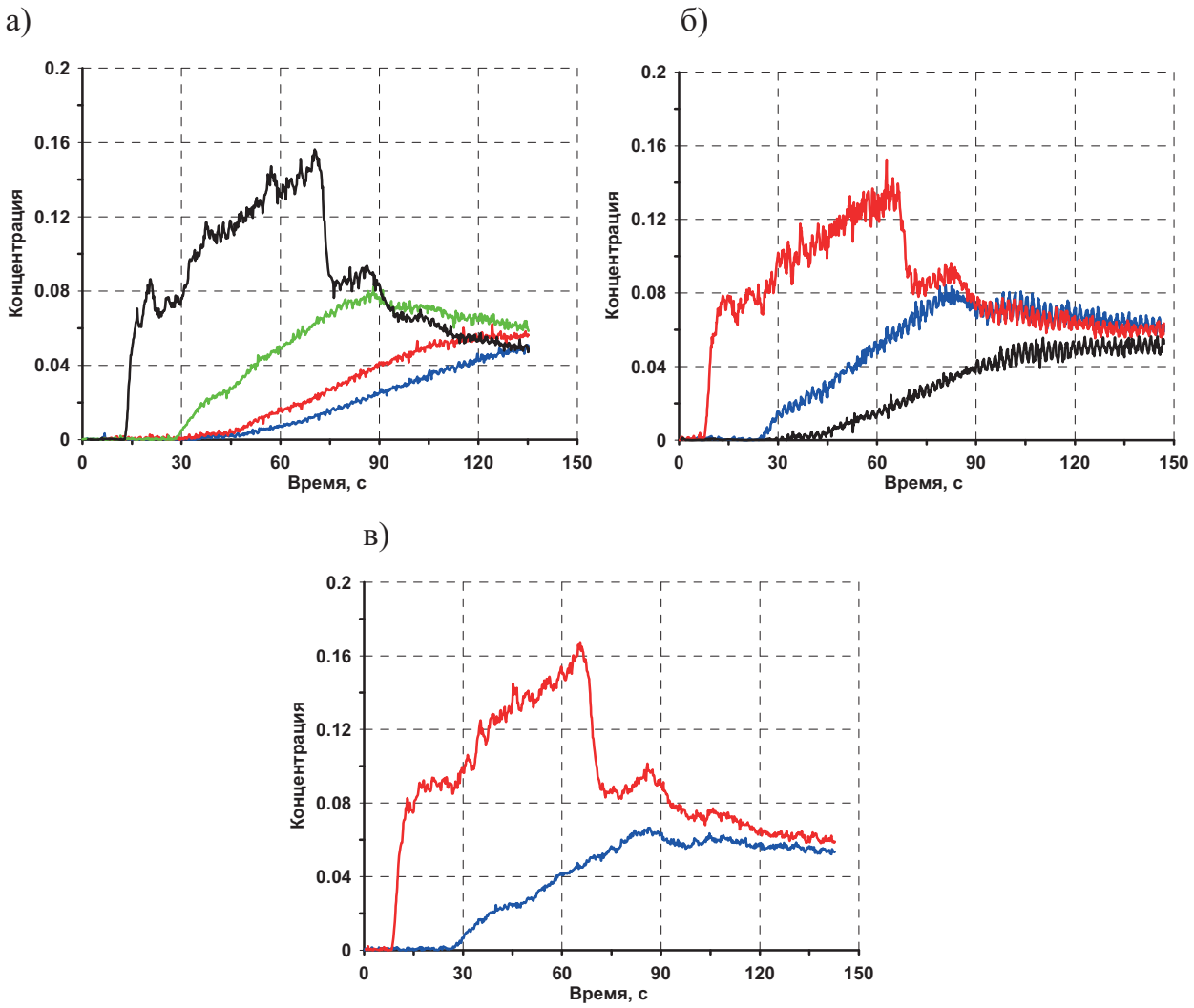


Рис. 9 – Экспериментальные изменения относительной концентрации соли во входных патрубках петель:
а) режим 6; б) режим 8; в) режим 9.

– 1 петля, – 2 петля, – 3 петля, – 4 петля

Расположение секторов поступления концентрации соли в опорные трубы определяется картиной течения теплоносителя в кольцевой области камеры. Результаты расчётов по коду КОРСАР/CFD, представленные в [4, 11, 12], показывают, что поступающий из патрубков поток теплоносителя движется в азимутальном направлении в обе стороны от патрубков. В продольном направлении камеры под патрубками образуется область стагнации потока. При работе

четырёх ГЦН в режиме 6 растекающиеся по окружности кольцевой области потоки сливаются между патрубками и образуется четыре симметричные и направленные вниз в активную зону потока жидкости (два между ближними патрубками и два между дальними патрубками). При работе трёх ГЦН (режим 8) потоки жидкости устремляются к нижней камере в трёх зонах. Две зоны расположены между работающими петлями, как и в случае с четырьмя включенными насосами. Отличие заключается в том, что поток между дальними петлями смещен по азимуту в сторону неработающей петли, поскольку часть жидкости покидает напорную камеру через неработающую петлю. Третья зона образуется около неработающей петли в секторе между дальними работающей и неработающей петлями. Когда работают два смежных насоса в режиме 9, формируются два симметричных потока теплоносителя в нижнюю камеру. Один, значительно более интенсивный, – между работающими патрубками, второй, менее интенсивный, – между противоположными патрубками. В работе [12] приведены поля скорости в напорной камере реактора ВВЭР-1000, подтверждающие позонное поступление теплоносителя в активную зону. По результатам расчётов по коду КОРСАР/CFD во всех режимах серии наблюдается азимутальное смещение (поворот) секторов поступления концентрации соли по часовой стрелке на 20°–50° относительно экспериментальных данных.

Дополнительно к базовым расчётам были проведены расчёты с наклоном осей всех четырёх входных патрубков в напорную камеру на 3° в плоскости их расположения по часовой стрелке (рис. 4), что существенно улучшило согласование опытных и расчётных данных. На рис. 10 и в табл. 2 представлено сопоставление положения секторов в исследуемых режимах в конце первой стадии стабилизации распределения концентрации по опорным трубам.

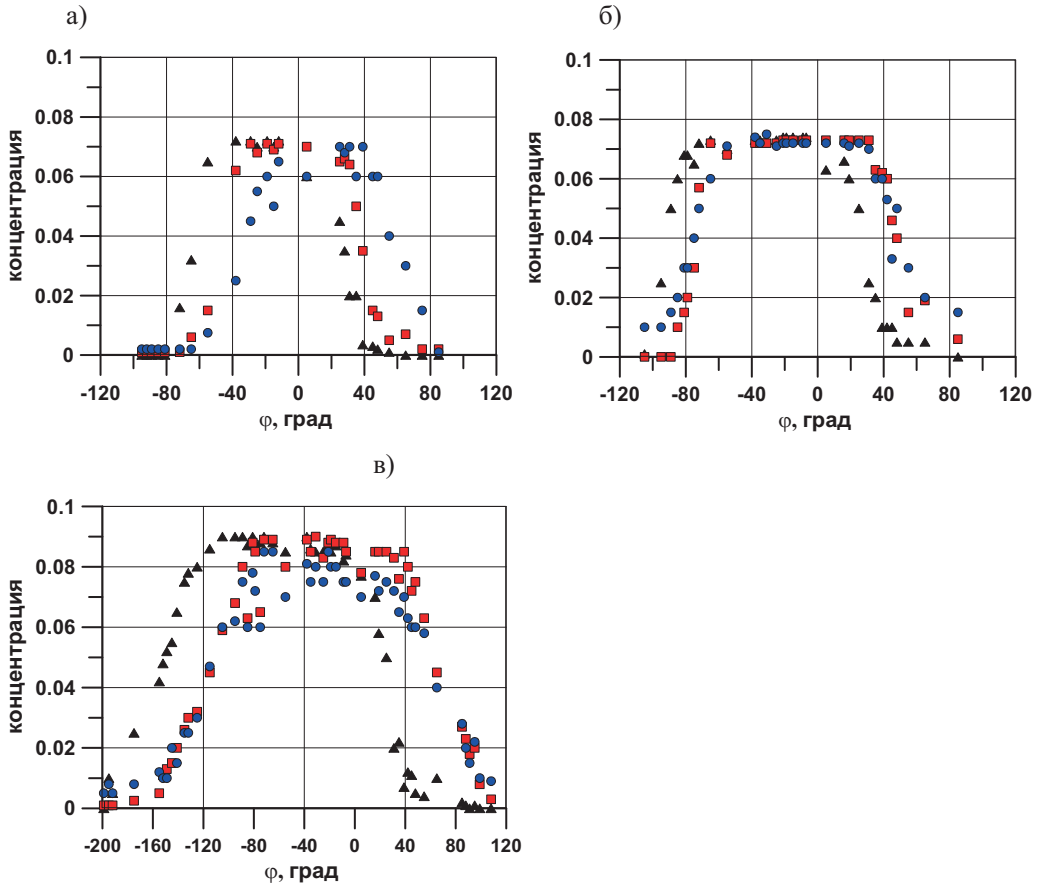


Рис. 10 – Сектора проникновения концентрации соли в опорные трубы на первой стадии режимов: а) режим 6; б) режим 8; в) режим 9:

● – эксперимент, ▲ – базовый расчет, ■ – расчет с наклоном патрубков.

На рис. 10 показаны распределения средних значений относительной концентрации соли по угловому положению датчиков φ от оси модели реактора. Угловое положение датчиков отсчитывается от оси патрубка с возмущением по концентрации против часовой стрелки (рис. 4). Погрешности в табл. 2 приведены относительно угла разворота секторов в экспериментах. Можно констатировать, что погрешность по границам секторов при переходе от базовых расчётов к расчётам с поворотом патрубков в режиме 6 уменьшилась с 28 % до 14 %, в режиме 8 с 16 % до 5 %, а в режиме 9 с 18 % до 4 %.

Следует отметить, что малый наклон патрубков на 3° вызвал значительные изменения в расчётном положении секторов проникновения концентрации: в режиме 6 – до 20°, в режиме 8 – до 30°, а в режиме 9 – до 50°. Данный эффект, вероятно, проявляется вследствие передавливания против часовой стрелки зон поступления теплоносителя в опорные трубы. Сохранившееся отличие расчётных и экспериментальных результатов в режиме 6, возможно, объясняется большим, чем на 3° наклоном патрубка петли 4.

Таблица 2

Положение секторов поступления концентрации соли в опорные трубы на первой стадии

Режим		Эксперимент, град (°)	Расчёт базовый		Расчёт с наклоном патрубков	
			Значение, град (°)	Погрешность, %	Значение, град (°)	Погрешность, %
6	Начало сектора	-60	-80	-14	-70	-7
	Конец размывания	-10	-50	-28	-30	-14
	Начало размывания	40	0	-28	20	-14
	Конец сектора	80	40	-28	60	-14
	Общий угол разворота	140	120	-14	130	14
8	Начало сектора	-90	-100	-5	-90	0
	Конец размывания	-60	-70	-5	-70	-5
	Начало размывания	30	20	-5	30	0
	Конец сектора	90	60	-16	90	0
	Общий угол разворота	180	160	-11	180	0
9	Начало сектора	-170	-200	-11	-170	0
	Конец размывания	-80	-120	-14	-90	0
	Начало размывания	40	0	-14	40	-4
	Конец сектора	110	60	-18	110	0
	Общий угол разворота	280	260	-7	280	0

В качестве примера на рис. 11–13 для каждого режима продемонстрированы изменения по времени концентрации соли на границах секторов проникновения в активную зону. Приведены экспериментальные и расчётные данные по осредненным значениям датчиков в выбранных для анализа секторах, отмеченных на рис. 4, на краях секторов распространения концентрации и по отдельным датчикам в них. Экспериментальные кривые отмечены красным и синим цветами: красный – максимальное значение регистрируемой величины, синий – минимальное значение в каждый момент времени из пяти одинаковых опытов конкретного режима. Эти кривые определяют разброс экспериментальных данных (экспериментальную трубку). Расчётные кривые выделены черным (базовый) и зеленым (с наклоном патрубков) цветами. На рисунках отчётливо видна неустойчивость процесса перемешивания в режиме 9 на дальней от патрубка петли 2 границе сектора концентрации. Она проявляется на первых двух стадиях режима. При использовании мелкой симметричной сетки неустойчивость значительно уменьшается (оранжевые кривые на рис. 13).

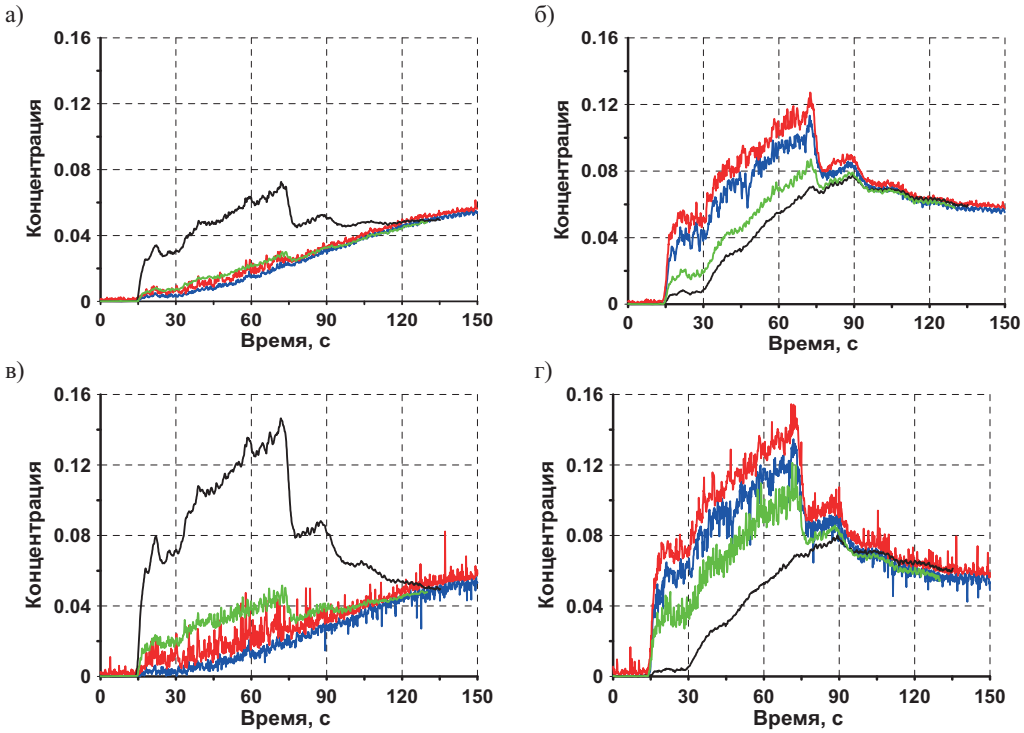


Рис. 11 – Относительная концентрация соли в режиме 6:
а) сектор 11; б) сектор 7; в) датчик 19; г) датчик 86.

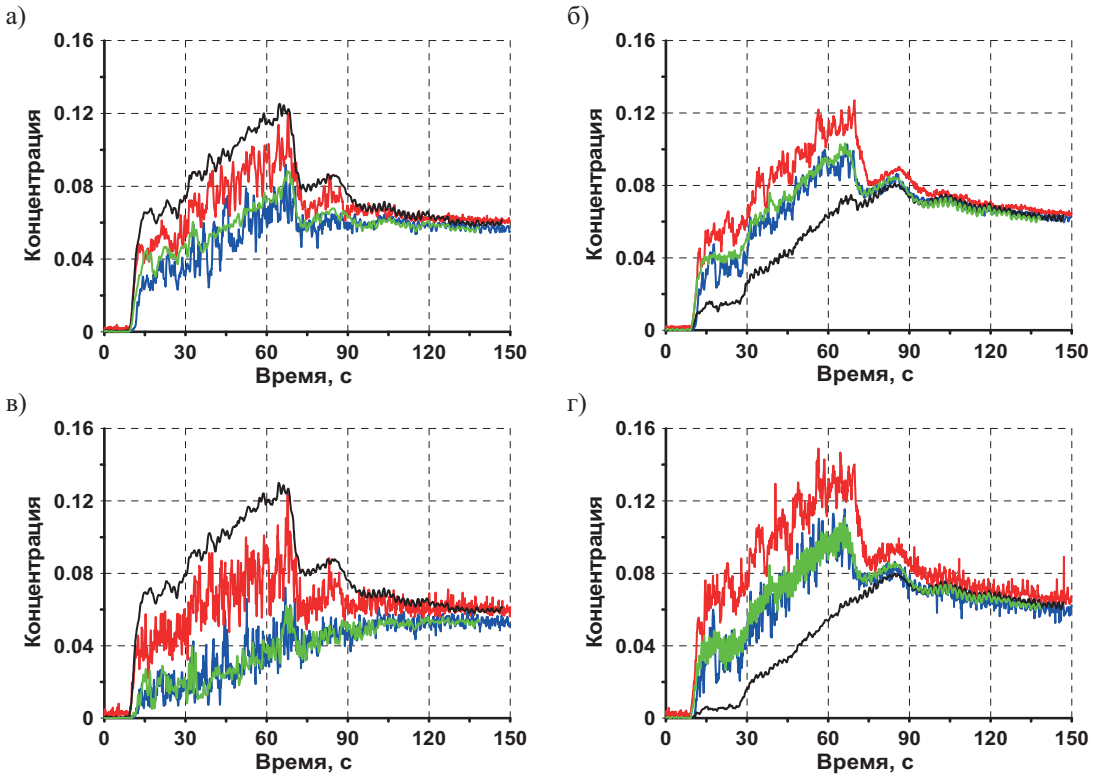


Рис. 12 – Относительная концентрация соли в режиме 8:
а) сектор 5; б) сектор 1; в) датчик 85; г) датчик 2.

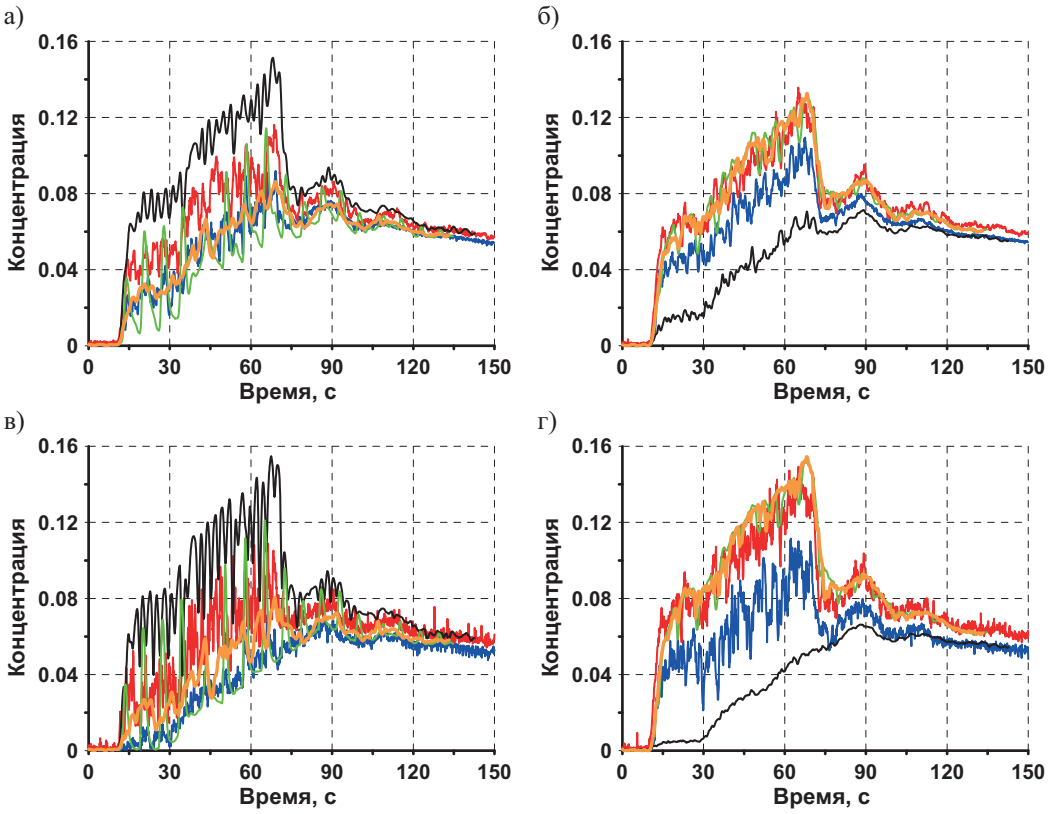


Рис.13 – Относительная концентрация соли в режиме 9:
а) сектор 7; б) сектор 1; в) датчик 86; г) датчик 2.

На рис. 14 для режимов 6, 8 и 9 приведены средние по всем датчикам абсолютные (по модулю) отклонения расчётных значений относительной концентрации соли от экспериментальных трубок в каждый момент времени. Как следует из рисунка, отклонения от экспериментальных трубок уменьшились в расчётах с наклонным патрубком по сравнению с базовыми расчётами в два раза. Максимальные отклонения в конце второй стадии режимов на 70 с в расчётах с наклоном патрубков составляют примерно 0.0075 для режимов 6, 9 и 0.005 для режима 8. Эти отклонения соответствуют 4.7 % и 3.1 % от пикового значения концентрации в экспериментах (порядка 0.16).

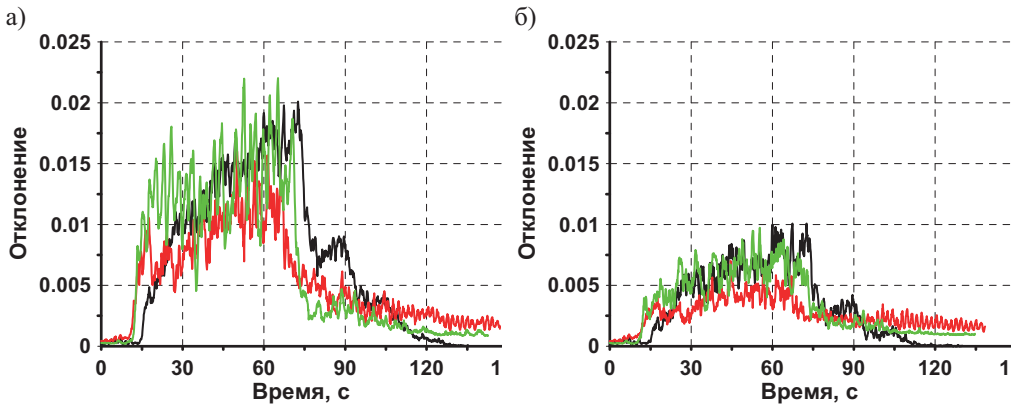


Рис. 14 – Отклонения расчётных данных от экспериментальных:
а) расчёт базовый б) расчёт с наклоном патрубков
– режим 6, – режим 8, – режим 9

Для оценки влияния сетки были проведены сопоставления результатов расчётов режимов 8 и 9 (в варианте с наклоном патрубков), проведенных на четырёх сетках: исходной несимметричной, мелкой несимметричной, исходной симметричной и мелкой симметричной. Наибольшие отличия были получены при расчёте режима 9. На рис. 15 показаны расчётные кривые изменения концентрации соли на входе в опорные трубы с датчиками 88 и 2 для различных сеток. Видно, что при использовании несимметричной исходной сетки значительно усиливается закрутка потока в кольцевой области против часовой стрелки относительно данных на симметричной сетке. Однако этот эффект существенно уменьшается при измельчении сетки. Расчётные данные по изменению концентрации, полученные на исходной и мелкой симметричных сетках, достаточно хорошо согласуются. Причем, как упоминалось ранее, при измельчении сетки практически исчезает численная неустойчивость процесса перемешивания на границе сектора распространения концентрации. В целом, из анализа рис. 15 можно констатировать наличие сеточной сходимости результатов расчётов.

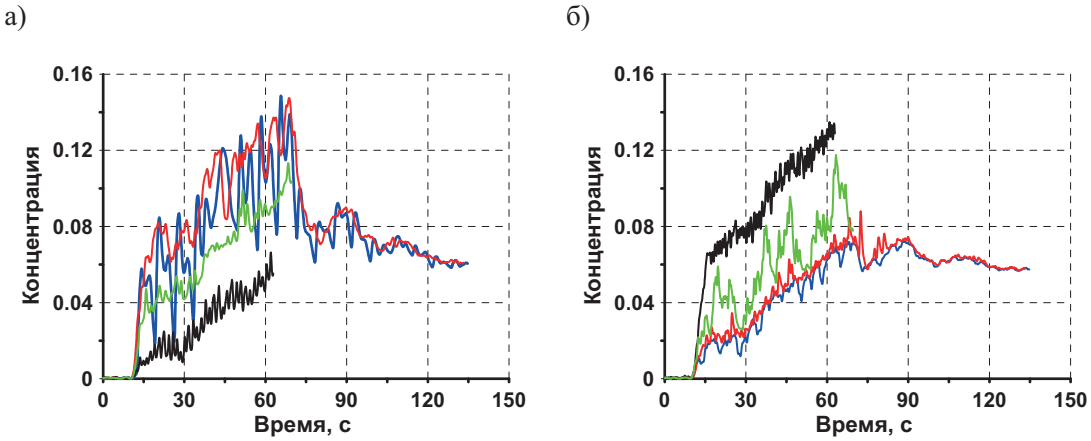


Рис. 15 – Влияние сетки на результаты расчёта режима 9 с наклоном патрубков:

а) датчик 88; б) датчик 2

Заключение

1. С целью верификации кода КОРСАР/CFD проведено расчётное моделирование экспериментов, выполненных на четырёхпетлевом стенде ОКБ «ГИДРОПРЕСС» по проникновению из холодной нитки теплоносителя с повышенной концентрацией соли в активную зону при функционировании различного количества циркуляционных насосов.
2. Выявлено азимутальное смещение (поворот) расчётных секторов проникновения концентрации на 20°–50° по часовой стрелке относительно экспериментальных данных.
3. При незначительном наклоне патрубков в плоскости их расположения на 3° по часовой стрелке получено хорошее согласование результатов расчётов с экспериментальными данными.
4. Подтверждена сходимость результатов расчётов при измельчении сетки в трёхмерной области моделирования.

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, И.Г. Данилов, С.С. Чепилко, 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. 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 // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно-технический сборник. – 2020. – Вып. № 1 (19). – С. 40–53.
5. Отчёт по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 1 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-662 / ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». – 2007.
6. Отчёт по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 6 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-667 / ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». – 2007.
7. Отчёт по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 8 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-669 / ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». – 2007.
8. Отчёт по результатам эксперимента и его анализу. Эксперимент 9 // Проект TACIS R2.02/02. Инв. № 320-Пр-670 / ЗАО «НПО «ГИДРОПРЕСС». – 2007.
9. *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.
10. 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.
11. *Юдов Ю.В.* Расчётные исследования растекания теплоносителя в кольцевой камере при радиальном вводе через патрубок / Ю.В. Юдов, С.Н. Румянцев, С.С. Чепилко // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно-технический сборник. – 2020. – Вып. № 3 (21). – С. 32–41.
12. 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 621.039.74/75

Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ

А.М. Алешин, А.А. Афанасьев, А.А. Змитродан

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

Аннотация

На примере ликвидации экспериментальных стендов по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ представлены методологические, технические и технологические аспекты опыта проведения работ по выводу из эксплуатации радиационно-опасного объекта. Дана характеристика оборудования, подлежащего выводу из эксплуатации с его демонтажем. Перечислены разработанная для выполнения работ проектная документация, необходимые технические средства и оборудование, способы и методы производства демонтажных и дезактивационных работ, номенклатура и количественные характеристики образующихся радиоактивных и незагрязнённых промышленных отходов, средства обращения с ними. Рассмотрены перспективы передачи образующихся отходов национальному оператору для окончательного захоронения.

Ключевые слова: экспериментальные стенды, вывод из эксплуатации, радиационно-опасный объект, радиоактивные загрязнения, дезактивация, дезактивирующие рецептуры, радиоактивные отходы, технические средства.

UDC 621.039.74/75

Decommissioning of experimental installations used to test technologies for radwaste management at naval reactor facilities

A.M. Alyoshin, A.A. Afanasyev, A.A. Zmitrodan

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

Abstract

The paper presents methodological, engineering, and technological approaches to decommissioning of hazardous radiation facilities on an example of final closure of experimental installations intended for testing radwaste management technologies applicable at naval reactor facilities. Decommissioning project documentation, necessary equipment, methods and procedures, scope of dismantling and decontamination work, nomenclature and quantitative characteristics of radioactive and non-radioactive industrial wastes, and waste management capabilities are described. Prospects for transferring the generated waste to the national operator for final disposal are discussed. Equipment components that have to be disassembled and taken out of service are characterized. Organizational measures for preparing and conducting large-scale work are mentioned.

Key words: experimental installations, decommissioning, hazardous radiation facility, radioactive contamination, decontamination, decontamination solutions, radioactive waste, equipment.

Введение

Вывод из эксплуатации (ВиЭ) – завершающая стадия жизненного цикла объекта использования атомной энергии (ОИАЭ), сравнимая по сложности и продолжительности с эксплуатацией данного объекта и имеющая свои существенные особенности. В случае радиационно-опасных объектов (РОО), вывод из эксплуатации – это деятельность после окончательного останова объекта, исключающая его использование по целевому назначению и направленная на обеспечение безопасности персонала, населения и окружающей среды.

Проблема обеспечения безопасности ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО) использования атомной энергии, созданных в Советском Союзе в рамках оборонных программ, а также накопленных радиоактивных отходов (РАО), практически не решалась в нашей стране вплоть до 2007 года. Разработанная ещё в 1988 году в СССР общесоюзная научно-техническая программа по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС также не затрагивала вопросы снятия с эксплуатации не оснащенных ядерными реакторами объектов научно-исследовательского, медицинского, производственного и иного назначения с применением радионуклидных и радиохимических технологий. Между тем, в стране имеется большое количество уже морально и физически устаревших «неядерных» радиационно-опасных объектов атомной отрасли и объектов, имеющих иную ведомственную подчиненность, требующих вывода из эксплуатации, к которым относятся и стендовые установки по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ, расположенные в Здании 500 ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

Масштабное решение этих проблем в атомной энергетике началось в ходе реализации федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», которая была направлена на ликвидацию рисков, связанных с существованием объектов, созданных в начальный период реализации ядерных оборонных программ, в том числе, на подготовку и вывод из эксплуатации ОИАЭ.

1. Характеристика стендового комплекса «Здание 500» – объекта вывода из эксплуатации

Экспериментальные стенды по отработке технологий дезактивации и обращения с РАО объектов ВМФ были созданы в промзоне города Сосновый Бор Ленинградской области в 1973–1978 годах головным институтом «ВНИПИЭТ» по заданию Минсредмаша. Стенды включали оборудование по переработке жидких радиоактивных отходов (ЖРО) путём концентрирования выпаркой, цементированием, фильтрацией на различных сорбентах, химическим соосаждением радионуклидов с осадками солей и гидроксидов, дезактивации оборудования паром, химическими растворами, плёночными составами, переплавкой металлов, горячим прессованием полимерных и теплоизоляционных материалов, а также полномасштабные аналоги установок по обращению с ЖРО судов «Амур» Северного и «Пинега» Тихоокеанского флотов. В отдельном помещении стендового комплекса размещалась установка РХМ-гамма-20 для облучения различных материалов с остаточной общей активностью источников ^{60}Co около 1000 Ки.

С 1995 года стенды не были востребованы для работ и не эксплуатировались по назначению, поскольку морально и физически устарели. Они имели значительные внутренние и внешние загрязнения радиоактивными веществами (РВ) в виде использованных сорбентов, отложений солей, кубовых остатков, шламов и являлись потенциальными источниками радиационной опасности, что требовало постоянных непроизводственных затрат по их обслуживанию, содержанию, и хранению, а также ограничивало использование здания стендового комплекса (Здание 500) в производственной деятельности. Кроме того, в стендовых залах в

большом количестве хранились химические вещества I–IV классов опасности с истекшими сроками годности, ранее использовавшиеся при производстве работ.

В 2002 году в связи с прекращением деятельности Сосновоборского отделения «ВНИПИЭТ» Здание 500 вместе со стендами по решению Минатома было передано на баланс ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (далее НИТИ). Стендовый комплекс – Здание 500 состоит из административно-лабораторного и стендового корпусов, соединенных двухэтажной галереей. Общий вид Здания 500 со стендовым корпусом и схема размещения стендового оборудования в помещениях № 150 и № 153 стендового корпуса приведены на рис. 1 и рис. 2. В состав стендового корпуса входят два стендовых зала № 1 (площадь 290 м^2, высота 8.8 м) и № 2 (площадь 220 м^2, высота 8.8 м), помещения спецхранилища радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений, установка РХМ-гамма-20, механическая мастерская.

В помещении 153 (стендовый зал №1) размещены: стенд водно-химического режима (ВХР), установка «глубокой» дезактивации, ванны погружной дезактивации, система сбора ЖРО стендов.

Рис. 1. Общий вид стендового комплекса «Здания 500»: слева – лабораторный корпус, справа – стендовый корпус, стендовый и лабораторный корпуса соединены двухэтажной галереей.

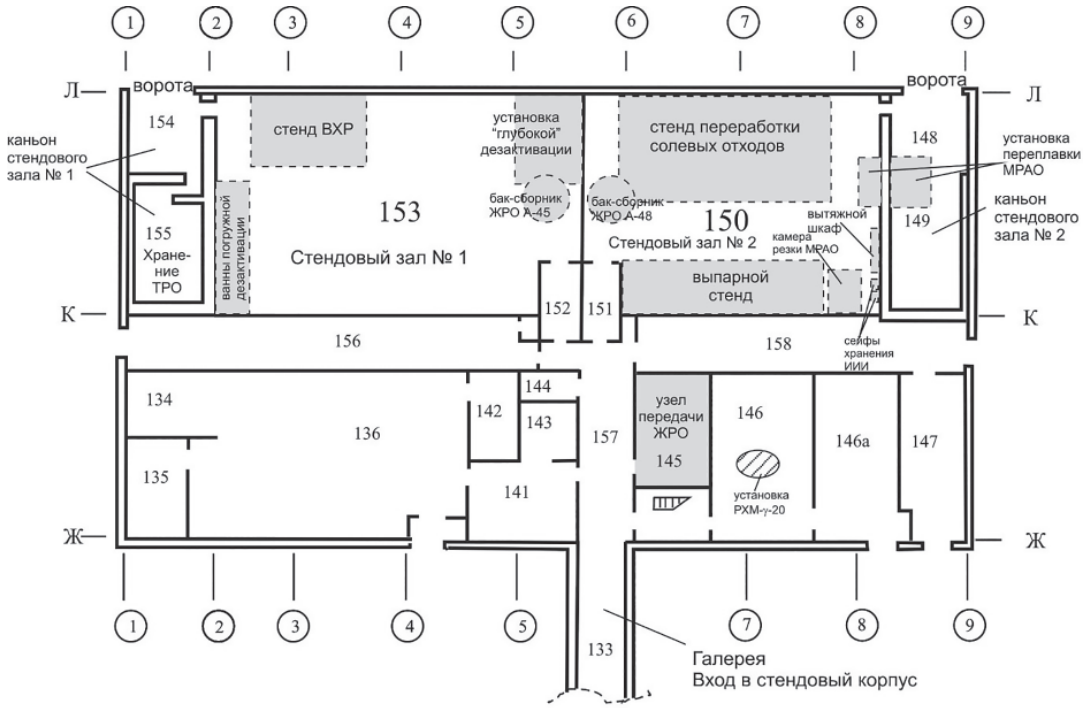


Рис. 2. Схема размещения оборудования в стендовых залах № 1 и № 2 Здания 500

В помещении 150 (стендовый зал № 2) располагались:

- стенд переработки солевых отходов;
- выпарной стенд;
- система сбора ЖРО стендов;
- установка сбора ЖРО лабораторного корпуса;
- установка переплавки металлических радиоактивных отходов (МРАО);
- камера резки МРАО.

Общий вид основных стендовых установок, располагавшихся в помещениях 150 и 153, представлен на рис. 3–7.

2. Методология и технология выполнения работ по выводу из эксплуатации

В 2011 году руководством НИТИ было принято решение о выводе стендов Здания 500 из эксплуатации. Для реализации принятого решения в 2012 году разработана и согласована с Дирекцией по ядерной и радиационной безопасности Госкорпорации «Росатом» «Концепция вывода из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий обращения с РАО Здания 500», в которой рассмотрены три варианта обращения с РОО:

- реновация радиационно-опасного производства;
- ликвидации радиационно-опасного производства;
- ликвидации радиационно-опасного объекта (концепция «зеленой лужайки»).

В соответствии с утвержденной в Госкорпорации «Росатом» Концепцией и Программой ВиЭ стендовых установок Здания 500, а также с учётом задач и инфраструктуры НИТИ, в качестве варианта ВиЭ была выбрана ликвидация стендов (немедленный демонтаж) без сноса здания. Работы по ВиЭ стендовых установок Здания 500 выполнялись по договорам, финансируемым Госкорпорацией «Росатом» из резервных фондов, и включали подготовительный, основной и заключительный этапы.

Программа работ по ВиЭ стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращению с РАО для объектов ВМФ в Здании 500 НИТИ [1], включала следующие основные этапы.

Этап 1 – проведение комплексного инженерно-радиационного обследования стендов, инженерно-технологических систем и строительных конструкций.

Этап 2 – разработка задания на проектирование технологической схемы процесса демонтажа, подготовки образующихся РАО к передаче на спецпредприятия.

Этап 3 – разработка и согласование проекта ВиЭ стендовых установок.

Этап 4 – восстановление работоспособности и дооснащение необходимых для работы инженерно-технологических систем.

Этап 5 – получение лицензии в Ростехнадзоре на работы по ВиЭ стендов Здания 500.

Этап 6 – демонтаж стендов, дезактивация и фрагментация оборудования.

Этап 7 – подготовка и передача образующихся РАО на спецпредприятия отрасли.

Этап 8 – радиационное обследование Здания 500 по окончании работ, оформление акта, согласованного с органами государственного надзора, о снятии радиоактивных источников с регулирующего контроля.

Рис. 3. Стендовый зал № 1 (помещение 153):
слева – ванны погружной дезактивации,
справа – стенд ВХР

Рис. 4. Стендовый зал № 1 (помещение 153):
слева – выгородка стенда «глубокой» дезактивации,
прямо – бак сбора ЖРО А-45

Рис. 5. Стендовый зал № 2 (помещение 150):
слева – камера резки МРАО,
справа – выпарная установка

Рис. 6. Стендовый зал № 2 (помещение 150):
общий вид «солевого» стенда

Рис. 7. Стендовый зал № 2 (помещение 150) – общий вид участка «солевого» стенда

3. Подготовка к работам по выводу из эксплуатации, этапы 1–5

В рамках подготовки к выводу из эксплуатации стендов Здания 500 в период до 2014 года выполнены следующие работы.

Радиоактивные источники и вещества из спецхранилища Здания 500 перемещены в спецхранилище НИТИ и частично переданы на захоронение на предприятие «РосРАО». Выполнена дезактивация стендовых залов, образовавшиеся РАО сданы на переработку и захоронение на предприятие «РосРАО». Проведена разрядка установки РХМ-Гамма-20: 54 источника ^{60}Co общей активностью около 1000 Ku сданы на хранение в МосНПО «Радон» в связи с исчерпанием ресурса эксплуатации.

Разработана Программа и проведено комплексное инженерно-радиационное обследование Здания 500, включая стендовые установки, основные инженерно-технические системы, строительные конструкции и прилегающую территорию. Радиационное обследование выполнено отделом радиационной безопасности НИТИ, инженерное – силами подрядчика ЗАО НПО «Энергоатоминвент», определенного по результатам открытой конкурсной процедуры.

На основании результатов комплексного инженерно-радиационного обследования выполнены первоочередные работы по ревизии, ремонту и дооснащению инженерно-технических систем, необходимых при демонтаже радиоактивно загрязненного оборудования, обращении с образующимися РАО и обеспечении радиационной безопасности. При этом в Здании 500 восстановлена работоспособность систем спецвентиляции и спецканализации, энергоснабжения, водоснабжения, контроля радиационной обстановки, подъемно-транспортного оборудования (кран-балок) и санпропускника.

Разработаны и утверждены Госкорпорацией «Росатом» задание на проектирование и техническое задание на разработку проектной документации.

По результатам открытой конкурсной процедуры определен Генпроектировщик – ОАО «РАОПРОЕКТ», который выполнил разработку проектной документации в объёме требований Постановления правительства № 87 от 16.02.2008 года [2] и «Отчёт по обоснованию безопасности работ по выводу из эксплуатации стендовых установок Здания 500» [3]. С учётом заключения отдела Государственной и ведомственной экспертизы Госкорпорации «Росатом» в 2014 году принято решение об утверждении проектной документации «Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий обращения с РАО ВМФ в Здания 500 ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» [4] со стоимостью работ более 70 млн рублей и продолжительностью работ 11 месяцев.

Получено санитарно-эпидемиологическое заключение ФМБА России на работы по демонтажу и дезактивации стендового оборудования, загрязненного радиоактивными веществами [5].

Следует отметить, разрешение на проведение работ по ВиЭ стендовых установок здания 500 получено не в рамках оформления новой специализированной лицензии от Госкорпорации «Росатом», а путём расширения области применения (с учётом специфики выполняемых работ) действующей в НИТИ лицензии Госкорпорации «Росатом» на вывод из эксплуатации стендов с ядерными реакторами.

В соответствии с проектно-сметной документацией приобретены оборудование, инструменты, материалы, спецодежда и средства индивидуальной защиты, необходимые для выполнения работ по демонтажу и обращению с образующимися РАО.

4. Выполнение работ по демонтажу оборудования, дезактивации его фрагментов и обращению с отходами, этапы 6–7

Основной объём работ по демонтажу оборудования, дезактивации и обращению с отходами выполнен в период 2015–2016 годов на основании проекта по варианту ВиЭ «Ликвидация (немедленный демонтаж) без сноса здания» силами НИТИ и подрядчика АО «Экомет-С», определенного на основании конкурсной процедуры.

В рамках этапов 6–7 выполнены следующие работы:

- организация участков для фрагментации, сортировки и временного хранения отходов, не загрязненных и загрязненных РВ и организация радиационного обследования демонтированного оборудования (при организации мест расположения указанных участков использованы положения проектной документации ОАО «РАОПРОЕКТ» [4], техническое предложение по организации транспортно-технологической схемы обращения с РАО при демонтаже стендового оборудования Здания 500» [6] и Проект производства работ [7]);
- дезактивация поверхностей демонтируемого оборудования, строительных конструкций, в том числе полов, кран-балока и инструмента общей площадью около 2000 м^2;
- удаление из вскрытого ёмкостного оборудования остатков технологических сред в виде сорбентов, осадков, отложений солей, кубовых остатков, шламов и затаривание их в 200- литровые металлические бочки;
- демонтаж, фрагментация и сортировка основного технологического оборудования стендов (в том числе металлические отходы, загрязненные радиоактивными веществами (МОЗРВ)), несущих металлоконструкций и площадок обслуживания, частей инженерно-технологических коммуникаций стендовых установок общей массой более 50 т;
- демонтаж и фрагментация пластикатовых покрытий полов и площадок обслуживания общей массой 4.3 т (14.2 м^3);
- демонтаж загрязненных РВ строительных конструкций, цементной стяжки полов, бетонных оснований под оборудование стендов в объёме 66.3 м^3 (25.6 т);
- выемка радиоактивно-загрязненного грунта на территории, прилежащей к стендовому корпусу объёмом 0.8 м^3 и затаривание его в 200- литровые металлические бочки;
- затаривание твердых радиоактивных отходов (ТРО), образовавшихся при демонтаже, в транспортные контейнеры КТБН-3000 (39 шт.), ПУ 2-ЭЦ-СХ (13 шт.), УКТН-24000 (2 шт.), бочки металлические 200-литровые (73 шт.), а также одну нестандартную упаковку (1 шт., объём ~36 м^3);
- учёт, паспортизация и подготовка к транспортированию на спецпредприятие упаковок с ТРО в количестве 127 шт.;
- вывоз и передача упаковок с ТРО на спецпредприятие АО «Экомет-С» для переработки, кондиционирования и временного хранения до передачи национальному оператору во ФГУП «НО РАО» для окончательного захоронения. Состав и характеристики, переданных ТРО приведены в таблице ниже;
- радиационный контроль в течение всего периода выполнения работ, который включал контроль радиационной обстановки на рабочих местах, определение загрязнения РВ поверхностей помещений, оборудования, контейнеров, транспорта, инструмента, спецодежды, средств индивидуальной защиты, кожных покровов и индивидуальный дозиметрический контроль.

Таблица

Состав и характеристика ТРО, переданных на переработку в АО «Экомет-С»

№ п/п	Наименование РАО	Радионуклидный состав РАО	Масса РАО, т	Объём РАО, м^3	Суммарная активность РАО, Бк
1	МОЗРВ (нержавеющая коррозионно-стойкая сталь)	^{137}Cs, ^{60}Co	36.6	79.3	$1.38 \cdot 10^9$
2	МОЗРВ (углеродистая сталь, лом чёрных металлов)	^{137}Cs, ^{60}Co	37.0	165.3	$1.98 \cdot 10^9$
ИТОГО:			73.6	244.6	$3.36 \cdot 10^9$
3	Строительные материалы	^{137}Cs, ^{60}Co	25.6	66.3	$1.25 \cdot 10^9$
4	Пластикат	^{137}Cs, ^{60}Co	4.3	14.2	$1.66 \cdot 10^8$
5	Средства индивидуальной защиты, ветошь, спецодежда	^{137}Cs, ^{60}Co	0.5	3.2	$5.75 \cdot 10^7$
6	Грунт	^{137}Cs, ^{60}Co	0.8	0.8	$1.69 \cdot 10^7$
7	Другие материалы (стекло, асбест, песок, ИОС и пр.)	^{137}Cs, ^{60}Co	3.3	15.6	$7.24 \cdot 10^8$
ИТОГО:			108.1	344.7	$5.58 \cdot 10^9$

Дезактивацию технологического оборудования, трубопроводов и строительных конструкций, наружных поверхностей демонтируемого и кранового оборудования, первичных упаковок и транспортных контейнеров, инструмента проводили с целью снижения уровня загрязнения или удаления его снимаемой части и предотвращения ее разноса (преддемонтажная дезактивация), а также перевода образующихся при демонтаже РАО в более низкую категорию.

В качестве применяемых методов дезактивации, с учётом их эффективности, преимущество отдавалось тем методам, при которых образование ЖРО либо отсутствовало, либо было минимальным. Снижение уровня радиоактивности снимаемой части загрязнений технологического, кранового оборудования и трубопроводов, транспортных контейнеров и инструмента проводили путем ручной обработки поверхностей ветошью, смоченной в водном растворе (0.25–1.0 %, в зависимости от уровня загрязнений) средства ДЕЗ-4, пенным методом с использованием средств РАДЕЗ-П или ФОН-Э с последующей протиркой обработанных поверхностей ветошью. Общая площадь обработанных поверхностей технологического, кранового оборудования и трубопроводов составила около 400 м^2, транспортных контейнеров – около 250 м^2.

Загрязнение отдельных фрагментов демонтируемого оборудования обусловлено наличием значительного количества радиоактивных осадков и отложений на внутренних поверхностях ёмкостного оборудования (выпарных аппаратов, баков-накопителей и насосов перекачки ЖРО, отстойников, трубопроводов и др.). Общая масса данного оборудования составила около 13 000 кг, удельное загрязнение железо-оксидных отложений, осадков и сорбентов достигало 15 кБк/г, мощность амбиентной дозы гамма- излучения от оборудования достигала 300 мкЗв/ч.

Дезактивацию данного вида оборудования проводили механическими методами, включающими удаление отложений и осадков, после вскрытия люков с использованием лопаток, скребков, щеток. Фрагментацию оборудования проводили с отделением наиболее загрязненных его частей от менее загрязненных с обработкой доступных поверхностей пылеотсосом с применением промышленных пылесосов. После пылеудаления отложения пыли фиксировали с использованием легкоснимаемых пленочных дезактивирующих и локализующих составов ВА-501 и ВЛ-501 путем их многократного нанесения и последующего удалении. Освобожденные от отложений поверхности протирали ветошью, смоченной дезактивирующими составами ДЕЗ-4 и РАДЕЗ-П или ФОН-Э.

Фрагменты малогабаритного оборудования и трубопроводы помещались в поддоны с 3–4 % раствором соляной кислоты в воде и выдерживались в течение 4–6 часов при комнатной температуре. По окончании обработки оборудование извлекали и сушили на воздухе. Отработанный кислотный раствор нейтрализовали щелочью и отверждали путём введения цемента или цементно-песчаной смеси. В результате выполненных работ мощность амбиентной дозы от оборудования была снижена до 10–40 мкЗв/ч, общее загрязнение очищенных поверхностей не превышало 500 β-част./см^2 мин.

Из емкостного оборудования удалены сорбенты, осадки, шламы. Они помещены в металлические бочки, паспортизованы, подготовлены к передаче в специализированные организации. Общая масса удаленных РАО составила 271 кг, из них около 20 кг железо-оксидных отложений, масса цементного компаунда после отверждения ЖРО – 450 кг.

Проведенная дезактивация позволила частично снизить уровень радиоактивности оборудования и перевести демонтированное оборудование и его фрагменты в более низкую категорию отходов – из категории среднеактивных в категорию низкоактивных.

Дезактивацию загрязненных участков строительных конструкций, цементной стяжки пола, стен и бетонных оснований под оборудование стендов в помещениях 150, 153 проводили её удалением путём скола загрязненных участков цементной стяжки (на её глубину) и бетона (до основания опорных конструкций фундаментов) с использованием установки BROKK-70 «Разрушитель», перфораторов, отбойных молотков и отрезного электро- и слесарного инструмента. Образовавшийся бой бетона, кирпича и цементной стяжки (строительные материалы) в количестве более 25 тонн затарены в металлические бочки и транспортные контейнеры.

Дезактивацию строительных конструкций (поверхности бетона, нержавеющей и углеродистой сталей, пластиката и др.) проводили путем нанесения и последующего снятия полимерной пленки пленкообразующих составов ВА-501 или ВЛ-501. Загрязненную полимерную, полиэтиленовую пленку и ветошь помещали в первичную упаковку (полиэтиленовые мешки). Общая площадь обработанных поверхностей строительных конструкций составила около 1200 м^2.

Из приямка дренажей и трапных вод помещения 150 откачано 7.4 м^3 ЖРО категории очень низкой степени активности (ОНАО), которые переданы в систему сбора ЖРО НИТИ.

Упаковки ТРО общей массой более 100 тонн переданы в АО «Экомет-С» на переработку и кондиционирование. Основная масса ТРО, как видно из таблицы, представлена металлическими отходами, загрязнёнными радиоактивными веществами (МОЗРВ), которые были переработаны методом переплавки.

В результате переработки МОЗРВ методом переплавки, более 10 тонн «чистых» слитков металла неограниченного использования возвращено НИТИ, а ≈63 тонны «грязных» слитков подлежат хранению для снижения активности по ^{60}Co до уровней активности, допускающих дальнейшее использование металла. Более 35 тонн вторичных отходов от переплавки металла низкой степени активности (НАО) и неперерабатываемых отходов ОНАО общим объёмом 24.8 м^3 приведены в соответствие с критериями приемлемости для их захоронения. Они упакованы в 200-литровые металлические бочки и размещены на временное хранение в АО «Экомет-С» до передачи на окончательное захоронение ФГУП «НО РАО». Отходы относятся к удаляемым отходам 4 класса опасности.

Металлические фрагменты оборудования, не имеющие радиоактивных загрязнений, общей массой ≈9 т сданы как металлолом для утилизации. Незагрязнённые РВ отходы в количестве 11.5 т вывезены на полигон промышленных отходов.

Из помещений стендовых залов удалены остатки химических реагентов, использовавшихся при проведении работ. Химические вещества I–IV классов опасности были учтены, идентифицированы и подготовлены к сдаче на лицензированные предприятия Росприроднадзора для утилизации и захоронения.

На рис. 8–12 представлены отдельные эпизоды работ по дезактивации и демонтажу при выполнении работ по ВиЭ стендовых установок «Здания 500».

Рис. 8. Дезактивация оборудования в помещении 150 пенным способом

Рис. 9. Демонтажные работы в помещении 150

Рис. 10. Демонтаж фундамента в помещении 153 роботом BROKK-70 «Разрушитель»

Рис. 11. Стенд выпарных аппаратов – на переднем плане дезактивирующее покрытие ВЛ-501

Рис. 12. Контейнеры и бочки с ТРО, подготовленные к сдаче (помещение 153)

Рис. 13. Вторичные ТРО в первичной упаковке

5. Заключительные работы, этап 8

На заключительном этапе работ проведено контрольное радиационное обследование стендовых залов и прилежащих помещений стендового корпуса.

По результатам обследования радиационной обстановки мощность амбиентной дозы гамма-излучения в помещениях стендовых залов снизилась с 4–5 мкЗв/ч до 0.5 мкЗв/ч в помещении 150 и 0.2 мкЗв/ч в помещении 153.

Уровень общего загрязнения полов в помещениях 150, 153 снизился с усредненных значений 100–150 β-частиц/см^2·мин. (местами до 2000 β-частиц/см^2·мин. и более) до значений, не превышающих на отдельных участках 40–50 β-частиц/см^2·мин.

ФГБУЗ «Центр гигиены и эпидемиологии» № 38 ФМБА России выдано экспертное заключение по результатам санитарно-эпидемиологической экспертизы о соответствии радиационной обстановки в обследованных помещениях требованием НРБ-99/2009 и ОСПОРБ 99/2010.

Вид стендовых залов помещения 150 и 153 по окончании работ по ВиЭ представлен на рис. 14

Рис. 14. Стендовые залы № 1 и № 2 (помещения 153 и 150) по окончании работ по выводу из эксплуатации

6. Анализ особенностей выполненных работ по выводу из эксплуатации стендовых установок Здания 500

Анализ особенностей выполненных работ по выводу из эксплуатации стендовых установок Здания 500 свидетельствует, что выполнение работ осложнялось следующими факторами:

- практически полным отсутствием исходной проектной документации по стендовым установкам и инженерно-техническим системам стендовых залов;
- отсутствием нормативных требований к проектно-сметной документации по выводу из эксплуатации ЯРОО;
- отсутствием исходных требований со стороны Проектанта к проведению комплексного инженерно-радиационного обследования, что вызывало необходимость проведения дополнительных обследований отдельных площадей при разработке проектной документации;
- большими затратами времени на проведение конкурсных процедур согласно единому отраслевому стандарту закупок (на закупку необходимых материалов и оборудования и оказание услуг со стороны сторонних специализированных организаций);

– отсутствием сертифицированных технологий переработки и подготовки к захоронению радиоактивных и химических отходов сложного и частично неизвестного состава, полученных при выполнении оборонных программ;
– на момент производства работ не было окончательно утвержденной нормативно правовой базы по объёму и показателям критериев приемлемости РАО для окончательного захоронения;
– отсутствием у ФГУП «НО РАО» мощностей в Северо-Западном регионе России по окончательному захоронению ТРО III и IV класса и химических вещества I – II классов опасности.

Заключение

1. Работы по выводу из эксплуатации стендовых установок в Здании 500 НИТИ ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» выполнены в соответствии с проектной документацией в полном объёме.
2. Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами для объектов ВМФ, расположенных в Здании 500 ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», проведен по варианту «ликвидация» без сноса здания. Выполнены дезактивация и полный демонтаж стендового оборудования, ликвидация технологических систем, конструкций и строительных материалов, загрязненных радиоактивными веществами. Из стендовых залов удалены РАО и химические вещества, проведена реабилитация освободившихся площадей для целей дальнейшего использования.
3. Радиоактивные отходы, полученные при выводе из эксплуатации стендовых установок и реабилитации прилегающей территории, упакованы, паспортизованы и переданы в специализированную организацию АО «ЭКОМЕТ-С» на переработку, кондиционирование и временное хранение до передачи во ФГУП «НО РАО».
4. С учётом того, что в настоящее время необходимость проведения аналогичных работ назрела для целого ряда морально и физически устаревших, «неядерных» радиационно-опасных объектов атомной отрасли и объектов, имеющих иную ведомственную подчиненность, представленный в статье опыт и анализ особенностей проведения работ по выводу из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий дезактивации и обращения с радиоактивными отходами может иметь значимую практическую ценность.

Литература

1. Перспективная Программа работ по ВиЭ стендовых установок по отработке технологий обращения с РАО ВМФ в зд. 500 ФГУП «НИТИ»: Утв. УВЭ ЯРОО 10.06.2014, уч. № 05-14-225П. – 2014. – 21 с.
2. О составе разделов проектной документации и требования к их содержанию: Постановление правительства № 87 от 16.02.2008.
3. Отчёт по обоснованию безопасности работ по выводу из эксплуатации стендовых установок здания 500: № 113009.0500.140001-ООБ. – ОАО «РАОПРОЕКТ», 2014. – 103 с.

4. Вывод из эксплуатации стендовых установок по отработке технологий обращения с РАО ВМФ в зд. 500 ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»: проектная документация; № 113009.0500.130033, 12 разделов. – ОАО «РАОПРОЕКТ», 2014.

5. Санитарно-эпидемиологическое заключение ФМБА России на работы по демонтажу и дезактивации стендового оборудования, загрязненного РВ: рег. № 47.13.04.000. М.000 22.06.15.

6. Транспортно-технологическая схема обращения с РАО при демонтаже стендового оборудования зд. 500: инв. № 50.1.1-07/07 от 21.06.2013 по Арх. ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт», 2013.

7. Проект производства работ – Уч. № 07-16-ППР и Уч. № 05-16-ППР, 2016. – 23 с.

УДК 502.3

Тепловое влияние АЭС на изменение параметров микроклимата

В.А. Ерзова[1, 2], К.Б. Розов[2, 3], В.Г. Румынин[2, 3]

[1]Санкт-Петербургский горный университет, Россия;

[2]Санкт-Петербургское отделение Института геоэкологии им. Е.М. Сергеева РАН, Россия;

[3] Санкт-Петербургский государственный университет, Институт Наук о Земле, Россия

Аннотация

Для охлаждения технологического оборудования на атомных электростанциях (АЭС) и отвода избыточного тепла используются градирни. Использование данных устройств может оказывать негативное воздействие на окружающую среду. По этой причине при проектировании энергоблоков АЭС проводят оценку воздействия градирен на окружающую среду. В данной статье приведены результаты прогнозных расчётов воздействия на окружающую среду башенных испарительных градирен для проектируемой Узбекской АЭС с помощью программного комплекса SACTI2. В работе проведено прогнозирование встречаемости паровоздушного шлейфа, затенённости территории, поглощения суммарной солнечной энергии шлейфом, выпадения осадков из паровоздушного шлейфа и засоления территории.

Ключевые слова: система охлаждения, градирни, атомная электростанция, программный комплекс SACTI2, влияние на микроклимат, паровоздушный выброс.

UDC 502.3

Thermal impact of nuclear power plants on changes in microclimate parameters

V.A. Erzova[1, 2], K.B. Rozov[2, 3], V.G. Rumynin[2, 3]

[1]Saint-Petersburg mining university, Russia;

[2]Saint-Petersburg Division of Sergeev Institute of Environmental Geology of the Russian Academy of Sciences, Russia;

[3]Saint-Petersburg State University, Institute of Earth Sciences, Russia

Abstract

Cooling towers are designed to cool the process equipment of the nuclear power plant (NPP) and to remove excess heat from the reactor. However, this approach may have a negative impact on the environment. The environmental impact of cooling towers is therefore assessed during the design and construction of nuclear power plants. This article provides predictive modeling results of the impact of cooling towers using the SACTI2 software package for the Uzbek NPP. Predictions of the occurrence of air-vapor plume, shading of the territory, absorption of total solar energy by the air-vapor plume, precipitation and salt deposition on the surrounding area are provided in this work.

Key words: cooling system, cooling tower, nuclear power plant, SACTI2 software, impact on microclimate, air-vapor release.

Введение

Энергетика является одной из ведущих отраслей промышленности всего мира. Она включает в себя совокупность отраслей, снабжающих экономику энергоресурсами. В процессе производства тепло- и электроэнергии образуется большое количество тепла. Атомная электростанция (АЭС) может вырабатывать большое количество тепловой энергии, но только треть её преобразуется в электрическую энергию, а более 60 % приходится утилизировать. Для отвода тепла используются башенные градирни, брызгательные бассейны, водохранилища-охладители. Выброс воздушно-водяной смеси в атмосферу может приводить к негативному воздействию на окружающую среду из-за возможного изменения микроклимата окружающей местности, а также в результате засоления прилегающей территории. О важности оценки воздействия промышленных объектов на окружающую среду, включая атмосферный воздух, геологическую среду и т.п., отмечается в статьях [4, 5, 6, 7].

Наиболее значимые изменения микроклимата могут выражаться в следующем виде.

1. Возникновение локальных аномалий температур и влажности воздуха при образовании паровоздушного шлейфа.
2. Формирование тумана и оледенения на элементах конструкции АЭС и прилегающей территории.
3. Изменение теплового баланса территории из-за поглощения шлейфом солнечной радиации, увеличении затенённости территории и снижении числа солнечных дней за счёт экранирующего воздействия шлейфа.
4. Увеличение количества атмосферных осадков за счёт осаждения водяных аэрозолей.
5. Выпадение паровоздушной смеси на земную поверхность, которое может приводить к засолению почв и отрицательно сказаться на состоянии растительности.

На территории России башенные испарительные градирни используются на Ленинградской АЭС-2, Смоленской АЭС-2, Нововоронежской АЭС-2 и др.

В данной статье рассматривается прогноз возможного влияния паровых выбросов из башенных испарительных градирен на прилегающие территории на примере проектируемой Узбекской АЭС.

Методика исследования

Для оценки воздействия воздушно-водяных выбросов башенных испарительных градирен проектируемой Узбекской АЭС на окружающую среду и микроклимат прилегающей территории были выполнены модельные расчёты с использованием программного средства SACTI2 [14, 10, 13].

Необходимыми входными данными для выполнения расчётов являются:

- почасовые метеорологические данные на период от одного года, в формате ISD (*Integrated Surface Data Format*);
- данные о максимальных высотах слоя перемешивания атмосферы (слой атмосферы с интенсивной турбулентностью конвективного или динамического происхождения), полученные радиозондированием атмосферы;
- геометрические характеристики градирен (высота, диаметр устья);

– производственные характеристики градирен: тепловая мощность, значения мощности выброса влаги, количество поступающей в градирню воды, расход воздуха, выбрасываемого через жерло.

Башенные испарительные градирни выбрасывают в атмосферу воздушно-водяную смесь в виде пара, в котором присутствуют водяные частицы разного размера. Распределение размера водяных частиц определяет скорость перемещения, степень разноса всего шлейфа от градирни, а также распределение суммарной влажности внутри шлейфа. Модельные расчёты в программном средстве SACTI2 позволяют прогнозировать закономерности изменения распределения размера водяных частиц в ходе продвижения парового шлейфа [11, 12]. Такое изменение, в свою очередь, определяется параметрами метеорологической обстановки: температурой, относительной влажностью воздуха, скоростями воздушных потоков. В результате проведения модельных вычислений можно оценить распределение упавших водяных частиц в зависимости от расстояния до источника парового шлейфа, а также спрогнозировать изменение распределения размера водяных капель непосредственно в шлейфе.

В дневное время суток воздушно-водяной шлейф формирует тень на земной поверхности. За счёт поглощения прямой солнечной радиация паровым облаком, существенно снижается суммарное количество солнечной энергии, которая достигает поверхности Земли. В тоже время доля рассеянной солнечной радиации, которая достигает земной поверхности, существенно не изменяется. В расчётах учитывается почасовое изменение очертаний шлейфа и его смещение, изменение оптической плотности.

Программное средство SACTI2 позволяет рассчитать четыре параметра, характеризующие интенсивность поглощения солнечной энергии паровым шлейфом:

– продолжительность и схема затенённости территории вблизи градирен;

– суммарная солнечная энергия (прямая и рассеянная радиация), приходящаяся на единицу площади земной поверхности;

– доля поглощения суммарной солнечной энергии, приходящаяся на единицу площади земной поверхности;

– степень поглощения прямой солнечной радиации.

В ходе почасовых расчётов учитывается, что в течение светового дня изменяющий очертания и движущийся шлейф будет формировать различную тень на земной поверхности за счёт изменения положения азимута и высоты нахождения Солнца над горизонтом. При этом тени, отбрасываемые самой градирней, не включаются в прогнозы.

Исходные параметры модели

Объектом исследования данной работы является проектируемая Узбекская АЭС (Фаришский район Джизакской области), где предусмотрено возведение двух башенных градирен на оба блока АЭС. В расчётах по оценке воздействия паровоздушных выбросов градирен были приняты следующие геометрические размеры испарительной градирни: высота градирни – 173.8 м; диаметр устья градирни – 75.3 м (рис. 1).

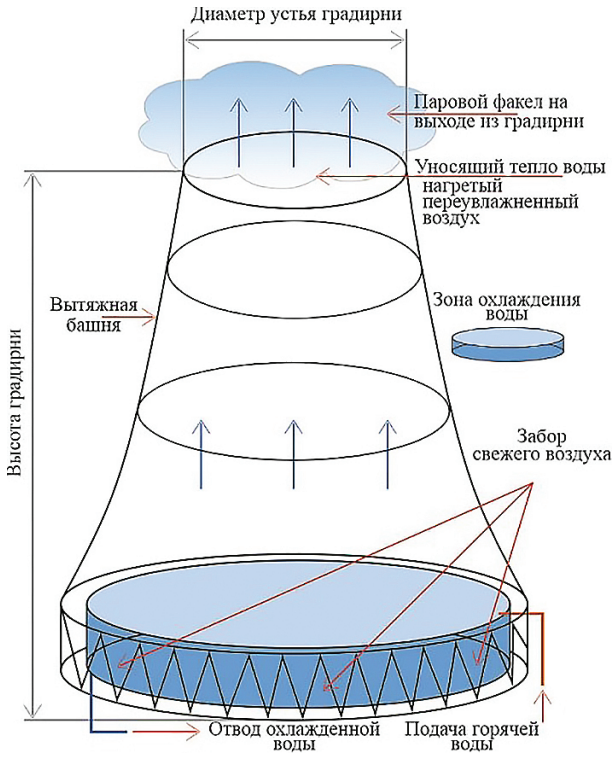


Рис. 1. Схема конструкции испарительной градирни

В табл. 1 представлены значения, закладываемые в расчётную модель.

Таблица 1

Расчётные параметры

Параметр	Величина
Расчётная тепловая мощность испарительной градирни (на один энергоблок) [2]	2 032 МВт
Величина среднегодового выброса влаги [3]	954 730 м^3·г/(с·кг)
Среднегодовая температура паровоздушной смеси непосредственно на выходе из устья градирни [8]	28.1 °C
Плотность паровоздушной смеси [9]	0.02763 кг/м^3
Скорость выброса паровоздушной смеси [2]	26 379.19 г/с
Значение среднегодового расхода воздуха, выбрасываемого через устье одной башни [2]	24 875.1 м^3/с

Солёность воды, подаваемой из охладительного контура в устье градирни, соответствует усреднённому значению минерализации (10 г/л) проб воды из озера Тузкан.

Для расчётов принято, что средний радиус капель выходящей паровоздушной смеси составляет 100 мкм. При этом диапазон размеров водяных частиц в паровоздушной смеси соответствует закону нормального распределения. Размер водяных частиц в паровоздушной смеси был разделён на 17 интервалов от 0 до 500 мкм.

Климатические характеристики района размещения Узбекской АЭС были получены на основании почасовых данных метеостанции «Джизак» за 2013 год, т.к. именно в этот год массив данных является полным и наиболее представительным. Стоит отметить, что ближайшая метеостанция «Янгикишлак», располагающаяся приблизительно в 20 километрах к юго-западу от предполагаемого участка строительства АЭС, не предоставляет сводку метеоданных в необходимом формате (ISD-формат), который используется в ходе проведения модельных расчётов

(рис. 2). Метеостанция «Джизак» располагается в 60 км к юго-востоку от предполагаемого места строительства Узбекской АЭС. С проблемой развития системы мониторинга атмосферы сталкиваются также и в других странах, об этом пишет автор статьи [1].

Данные аэрологических наблюдений были использованы с ближайшей станции, расположенной в международном аэропорту г. Ташкент (180 км к северо-востоку от площадки строительства АЭС). В частности, используются сезонные данные о высотах слоя перемешивания атмосферы, измеряемые два раза в сутки: до и после полудня. В данной работе значения максимальных высот слоя перемешивания были приняты на основании опубликованных справочных данных по среднемесячной высоте слоя перемешивания, зафиксированной в г. Ташкент [2] (табл. 2).

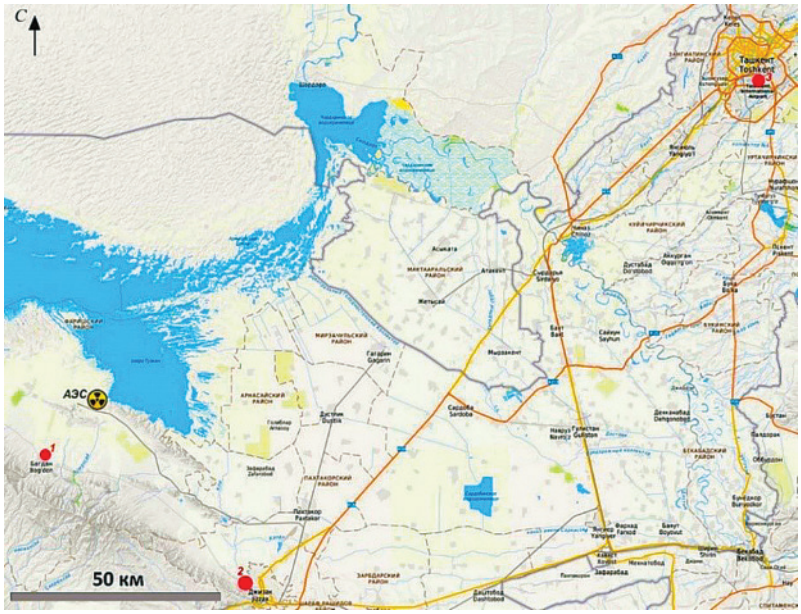


Рис. 2. Схема расположения метеорологических и аэрологических станций проектируемой Узбекской АЭС:

1 – метеостанция «Янгикишлак»; 2 – метеостанция «Джизак»;
3 – станция аэрологических наблюдений в аэропорту «Ташкент».

Таблица 2

Средняя высота (км) слоя перемешивания по данным, представленным в [2]

Месяц											
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
0.61	0.87	1.39	1.63	2.23	2.57	2.51	2.17	1.72	1.37	0.88	0.54

Исходя из этих данных, были рассчитаны средние высоты слоя перемешивания для зимнего, весеннего, летнего и осеннего периодов. Различия до – и послеполуденных максимальных высот слоя перемешивания составляют 2.4 раза зимой и весной, 4.0 раза летом и 4.5 раза осенью (табл. 3).

Таблица 3

Оценки максимальных высот слоя перемешивания (км) по сезонам (до- и после полудня)

	Зима	Весна	Осень	Лето
До полудня	0.45	0.70	0.48	0.97
После полудня	0.90	2.80	2.18	3.87

Согласно данным метеостанции в г. Джизак за 2013 год среднегодовая температура воздуха составляет +15.92 °С. Самым жарким месяцем является июль (среднемесячная температура воздуха +28.43 °С), холодным – декабрь (среднемесячная температура воздуха +3.12 °С) (табл. 4).

Таблица 4

Среднемесячные и среднегодовое значение температуры воздуха в °С
по данным наблюдений на метеостанции в г. Джизак в 2013 году

	Месяц												Год
	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
Среднемесячная	3.1	4.4	4.3	11.3	15.1	21.8	27.2	28.4	26.3	22.5	14.5	8.3	15.9
Максимальная	19.5	18.5	17.4	27.3	31.0	38.4	40.4	42.0	37.2	35.6	36.0	20.4	42.0
Минимальная	-10.2	-7.0	-4.2	-4.4	4.8	9.1	12.5	15.4	10.0	10.3	-0.2	-4.4	-10.2
Среднесезонная	4.0			16.1			27.3			15.1			

Преобладающими в 2013 году были ветры, дующие с севера на юг, а также с запада на восток (рис. 3). Их скорость достигала величин 7–8 м/с.

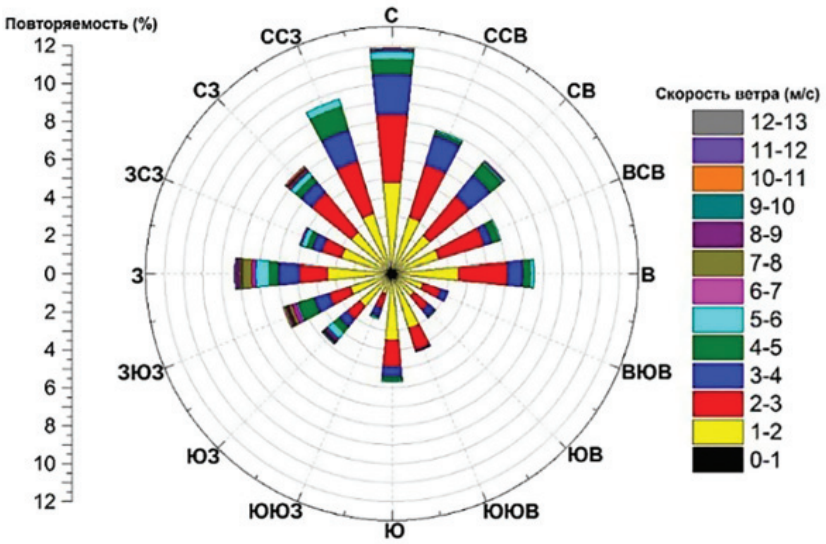


Рис. 3. Годовая роза ветров, полученная по результатам наблюдений на метеостанции в г. Джизак в 2013 году.

Исходя из данных, представленных в табл. 5, величина средней скорости ветра в течение всего года распределяется однообразно, за исключением осеннего периода, который характеризуется пониженными скоростями ветра (1.0 м/с). Максимальная среднемесячная скорость ветра отмечается в январе (1.8 м/с), минимальная – в ноябре (0.92 м/с).

Таблица 5

Среднемесячные и среднегодовые значения скорости ветра в м/с
по данным наблюдений на метеостанции в г. Джизак в 2013 году

	Месяц												Год
	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
Среднемесячная	1.4	1.8	1.3	1.5	1.5	1.5	1.6	1.5	1.2	1.0	1.1	0.9	1.4
Максимальная	9.0	12.0	7.0	9.0	9.0	9.0	7.0	7.0	5.0	5.0	7.0	5.0	12.0
Минимальная	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Среднесезонная	1.5			1.5			1.5			1.0			

Относительная влажность воздуха за 2013 год составляет в среднем 61.03 %. Наибольшая среднемесячная относительная влажность отмечается в зимний период года (74.71 %), наименьшая – летом (62.59 %) (табл. 6).

Таблица 6

Среднемесячные и среднегодовые значения относительной влажности воздуха (в %) по данным наблюдений на метеостанции в г. Джизак в 2013 году

	Месяц												Год
	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
Среднемесячная	77.5	69.4	77.2	71.3	66.5	50.1	44.7	48.4	51.2	53.1	61.0	67.2	61.0
Максимальная	98	100	100	98	96	94	82	79	97	91	98	97	100
Минимальная	29	33	30	28	25	24	22	24	24	22	20	23	1
Среднесезонная	74.7			62.6			48.1			60.4			

Результаты исследования

Прогноз встречаемости паровоздушного шлейфа по результатам моделирования

Спрогнозированные очертания паровоздушного шлейфа от градирен АЭС представлены на рис. 4–5. Очертания шлейфа показаны в виде изоплет, отображающих индекс встречаемости шлейфа, который выражен в процентах и соответствует отношению времени, когда наблюдается видимый шлейф, к суммарному времени периода наблюдения. Максимальное значение встречаемости шлейфа в течение года составляет 11.2 %, что соответствует 40.88 сут (100 м к Ю от размещения градирен). Встречаемость 8.59 % (или 31.35 день) располагается в 100 м к ЮЮВ от градирен. Основными направлениями распространения шлейфа будут ЮЮВ-ССЗ и З-В. Очертание распространения шлейфа в целом соответствуют направлениям преобладающих ветров, отображённых на годовой розе ветров (рис. 4).

В течение зимнего периода (рис. 5а) может сформироваться наибольший по протяжённости шлейф. Согласно полученным результатам более чем в 92 % случаев шлейф должен находиться в радиусе 200 м от градирен. Вероятность того, что шлейф будет обнаружен в радиусе 5.4 км от градирен, составляет лишь 1 %. В весенний период (рис. 5б) максимальная встречаемость шлейфа составляет 10.41 % (или 9.7 сут) на расстоянии 100 м к югу от расположения градирен. В данный период очертания шлейфа значительно меньше, чем в зимний. В летний период (рис. 5в) фактически всё паровое облако (вероятность 74.2 % или 69 сут) будет сосредоточено в области с радиусом 200 м.

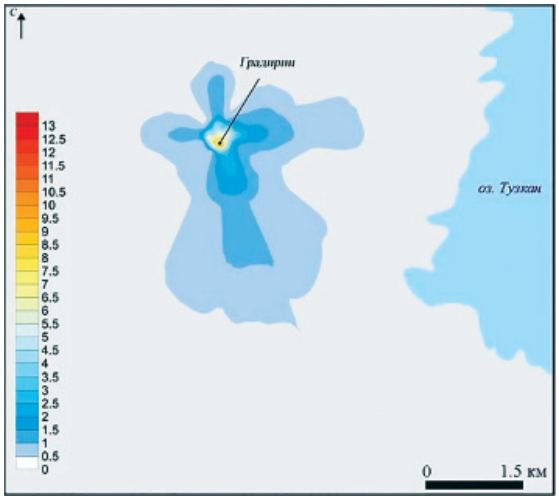


Рис. 4. Спрогнозированная встречаемость (в процентах от годового периода) протяженности парового шлейфа от градирен

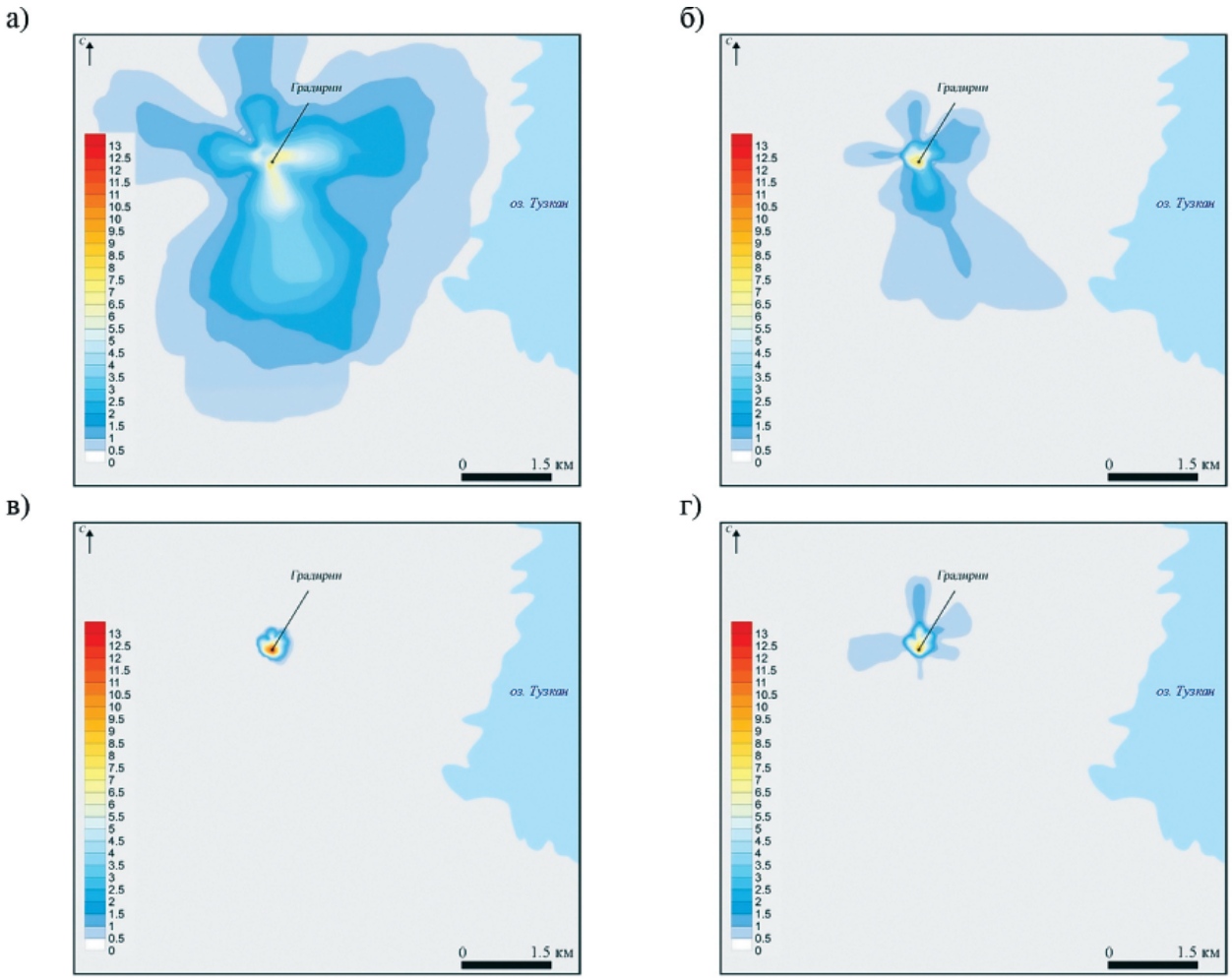


Рис. 5. Спрогнозированная встречаемость протяженности парового шлейфа от градирен в различное время года:
а) – зима; б) – весна; в) – лето; г) – осень.

Вероятность распространения шлейфа по всем направлениям относительно равномерно. Осенью (рис. 5г) возрастает вероятность распространения шлейфа в направлениях на запад (1.3 км), восток (0.86 км), север (1.2 км) и юг (0.6 км). Наибольшая встречаемость спрогнозирована на расстоянии 100 м к югу от расположения градирен.

Рис. 6 отображает встречаемость шлейфа (в процентах) по высоте относительно уровня устья градирни. Среднегодовые расчёты по вертикальному распределению шлейфа демонстрируют, что с вероятностью приблизительно 80% шлейф поднимется на высоту 47–48 м от градирни. Достижение верхней границы шлейфа высоты 130 м должно происходить с вероятностью 60–62%. Затем происходит резкое снижение вероятности того, что шлейф может достигнуть больших высот. В зимний период в 50 % процентах наблюдений высота шлейфа будет варьировать в интервале 0–160 м над градирней, а в остальных случаях располагаться на уровне 160–550 м. В течение весеннего сезона в 80 % процентах случаев шлейф будет сформирован на высоте 0–160 м. В осенний период в 90 % случаев шлейф будет располагаться в интервале от 0 до 160 м. В летний период почти весь шлейф будет располагаться на высоте от 0 до 160 м над градирней. Вероятность его распространения на большую высоту составляет 0.79 %. Таким образом, был сделан вывод о том, что в более холодные сезоны года высота шлейфа может быть выше по сравнению с высотой в тёплые времена года.

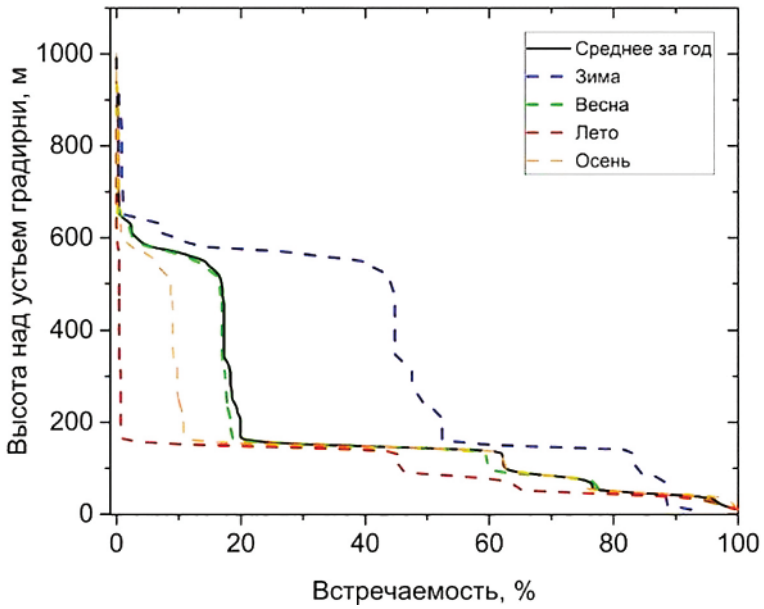


Рис. 6. Встречаемость шлейфа в вертикальном направлении относительно уровня устья градирни.

Прогноз затенённости территории по результатам моделирования

Результаты моделирования показали, что среднегодовая затенённость территории вокруг АЭС зависит от очертаний паровоздушного шлейфа. На рис. 7 представлены контурные графики сезонной длительности затенения территории, прилегающей к АЭС.

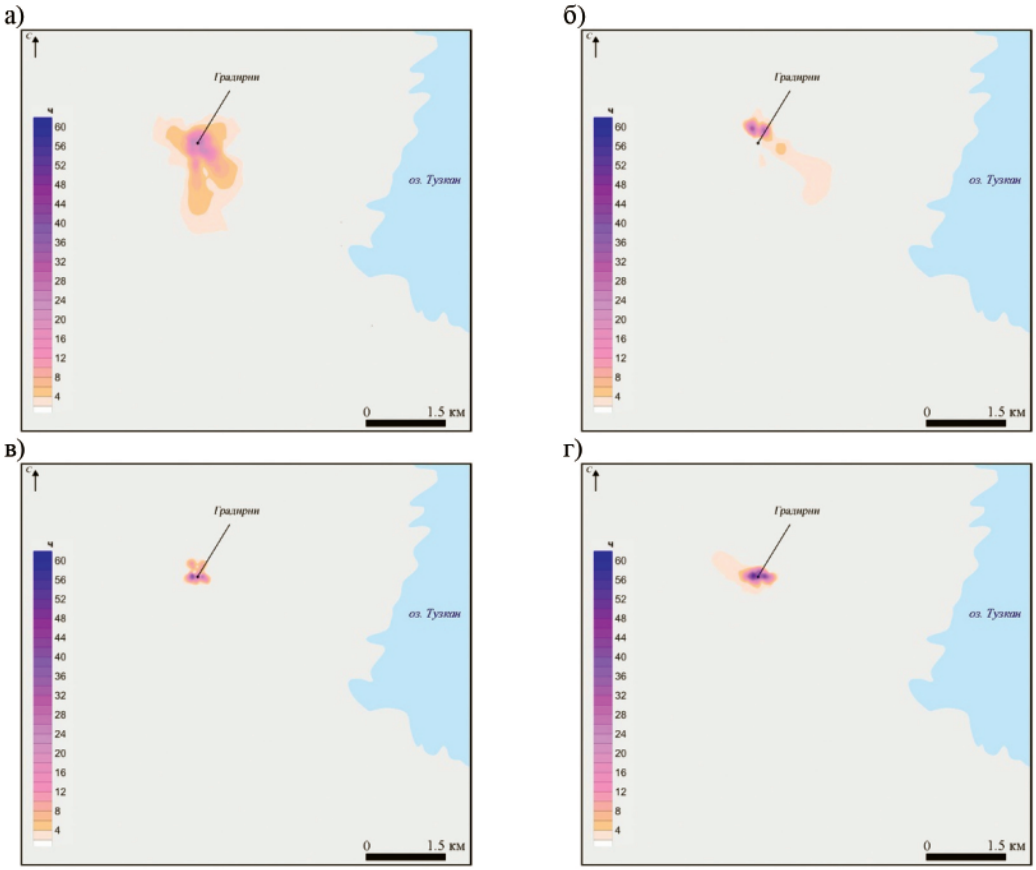


Рис. 7. Схема продолжительности затенения территории (в часах) вокруг градирен АЭС:
а) – зима; б) – весна; в) – лето; г) – осень.

Контурные линии показывают, какой промежуток времени на земной поверхности, будет наблюдаться тень от шлейфа градирен. В течение зимнего периода (рис. 7а) большая часть территории подвержена затенению по сравнению с другими временами года. Зимой в радиусе 200 м от градирен затенённость будет наблюдаться в течение 16.1 часов (0.67 дня). Наиболее длительное затенение на расстоянии 200 м от градирен будет наблюдаться в ВСВ направлении (23 часа). В весенний период среднее время затемнения территории меньше, чем в зимний и на расстоянии 200 м от градирен в среднем составляет 1.9 часов (рис. 7б). Модельные расчёты показали интересный факт, что максимальное затенение в весенний период формируется не непосредственно вблизи расположения градирен (200 м), а на расстоянии 600 м. В летний период затенённость территории будет наблюдаться в непосредственной близости от градирен (радиус – 200 м) с продолжительностью не более 16.1 часов (0.67 дня) (рис. 7в). Максимальное расстояние, на котором будет наблюдаться затенённость, составляет 800 м от градирен. В осенний период средняя продолжительность затенения территории в радиусе 200 м от градирен составляет 29.2 часов (рис. 7г). При этом наибольшая продолжительность затенения будет наблюдаться в западном направлении (57.0 часов).

Прогноз поглощения суммарной солнечной энергии шлейфом по результатам моделирования

Степень поглощения суммарной солнечной энергии шлейфом связана, главным образом, с поглощением прямой солнечной радиации. При этом шлейф почти не оказывает влияния на прохождение рассеянного солнечного излучения [10]. Рассматриваемый район относится к аридному климату. Оценка поглощения солнечной энергии в различные времена года представлена на рис. 8.

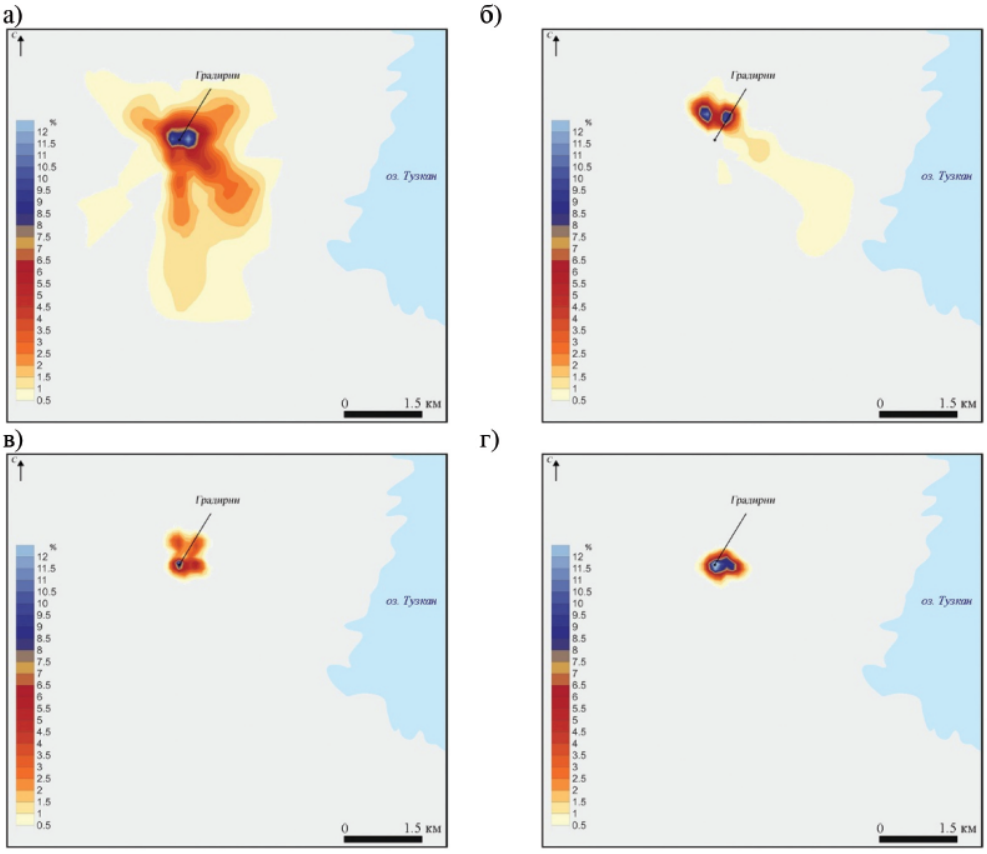


Рис. 8. Оценка поглощения (%) солнечной энергии по временам года:
а) – зима; б) – весна; в) – лето; г) – осень.

Результаты расчётов позволяют сделать вывод о том, что контуры поглощения солнечной энергии фактически совпадают с контурами затенения территории. Контур поглощения солнечной энергии зимой характеризуется вытянутостью на Ю-ЮЮВ (рис. 8а). Максимальное поглощение солнечной энергии составляет 12.8–13.3 % на ССЗ и ССВ на расстоянии 400 м от градирен. Весной максимальные потери солнечной энергии достигают 14.2 % на расстоянии 60 м от градирен в ССЗ направлении (рис. 8б). На расстоянии 4.8 км в ВСВ направлении потеря солнечной энергии составит всего 0.2 %. Самые низкие потери солнечной энергии будут наблюдаться в летний период (рис. 8в). Максимальное значение потери солнечной энергии наблюдается в непосредственной близости от градирен (200 м) и составляет 11.6 % в ЗСЗ направлении. На расстоянии 800 м потери солнечной энергии минимальны и составляют 0–0.8 %. Осенью потери энергии достигают максимальных значений в радиусе 200 м от градирен: 11.1–15.3 % в ЗЮЗ-ВСВ и В направлениях (рис. 8г). Минимальные значения 0–0.2 % будут наблюдаться на расстоянии 1.6 км от градирен.

Прогноз выпадения осадков и засоления территории по результатам моделирования

В зависимости от влажности окружающего воздуха происходит либо испарение, либо рост водяных капель в пароконденсатном выбросе. В конечном итоге, происходит выпадение водяных капель на земную поверхность. Оценки выпадения воды и соли из шлейфа на поверхность выражены в килограммах на квадратный километр площади за месяц.

Как видно из рис. 9, интенсивность осаждения воды в среднем варьирует для различных сезонов. Суммарная среднегодовая интенсивность осадков составит 6 072 498 кг/км^2 в месяц. Зимний период характеризуется наиболее интенсивным осаждением осадков из шлейфа на востоке, севере и юге. Максимальная интенсивность осаждения воды будет наблюдаться в 1900–2000 м к В от градирен и составит 200 000 кг/км^2 в месяц.

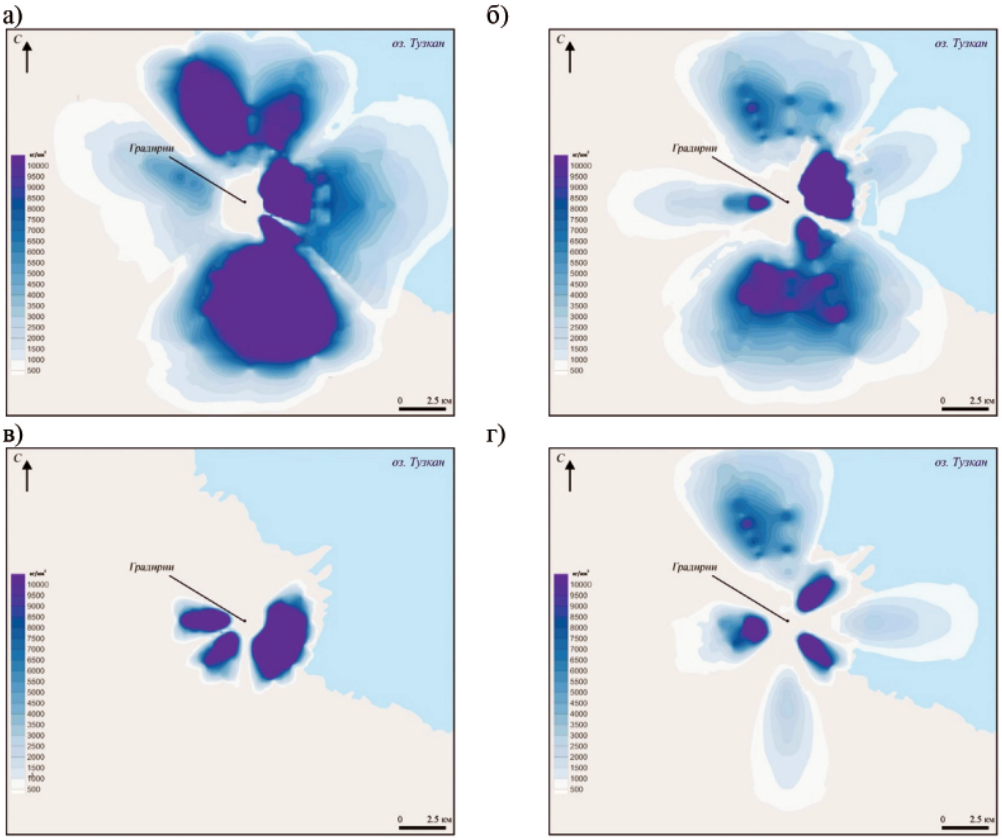


Рис. 9. Расчётная интенсивность осаждения воды (кг/км^2 в месяц) по сезонам:
а) – зима; б) – весна; в) – лето; г) – осень.

Суммарная интенсивность выпадения осадков в зимний период составит 14 887 409 кг/км^2 в месяц. Протяженность области осаждения осадков составляет 11 км в южном направлении, 9.3 км в северном, 10.2 км – в западном, 11.6 км в восточном (захватывая прибрежную акваторию озера Тузкан). В весенний период осадки затрагивают, в основном, западные, восточные и южные районы вокруг градирен. Суммарная интенсивность выпадения осадков весной составляет 8 449 334 кг/км^2 в месяц. В летний период площадь распространения осадков резко снижается: в В и ЮВ направлении осадки распространяются на расстояние до 4 км, на З и ЮЗ – также до 4 км. Суммарная интенсивность выпадения осадков из шлейфа летом соответствует 3 684 691 кг/км^2 в месяц. Осенью вновь происходит увеличение площади, подверженной осаждению водяных капель из градирен. Суммарная интенсивность осаждения воды соответствует 2 554 735 кг/км^2 в месяц.

Интенсивность осаждения соли прямо связана с интенсивностью осаждения воды. Суммарная среднегодовая интенсивность выпадения соли составит 155 870.68 кг/км^2 в месяц. Зимний период характеризуется наиболее интенсивным выпадением соли на поверхность (рис. 10).

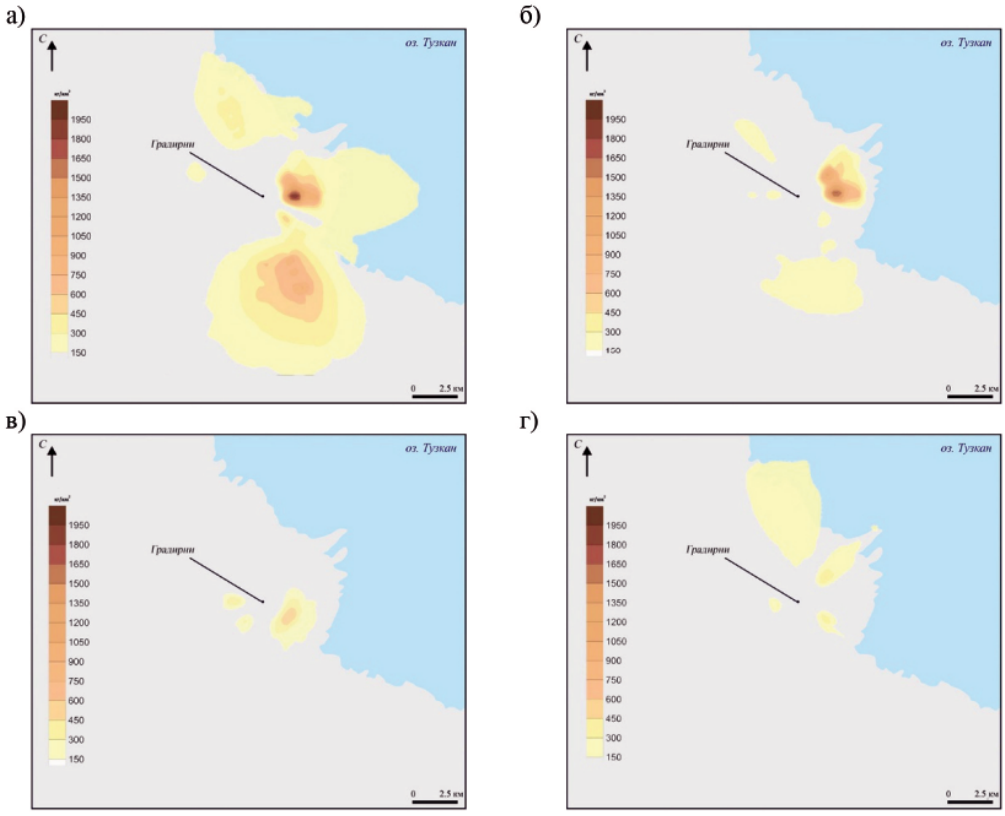


Рис. 10. Расчётная интенсивность осаждения соли (кг/км^2 в месяц) по сезонам

Максимальная интенсивность осаждения соли составит 2012 кг/км^2 в месяц и будет наблюдаться в 1600 м к востоку от градирен. Суммарная интенсивность осаждения соли в зимний период составит 263 049.02 кг/км^2 в месяц. Наиболее интенсивное осаждение будет наблюдаться на юге и востоке от градирен. Протяжённость области выпадения соли (более 150 кг/км^2 в месяц) составляет 9.4 км в южном направлении; 8.5 км в северном; 9 км – в восточном. В весенний период засоление затрагивает районы к В и Ю относительно градирен. Суммарная интенсивность выпадения соли составляет 156 982.86 кг/км^2 в месяц. Максимальная интенсивность выпадения соли оценена в 1 772 кг/км^2 в месяц и будет проявляться в 1600 м к В от градирен. В летний период наблюдается локальное выпадение соли на участках западнее, ЮЗ и В от градирен. Суммарная интенсивность выпадения соли составляет 77 617.83 кг/км^2

в месяц. Максимальное выпадение соли (544 кг/км^2 в месяц) выявлено на расстоянии 1600 м к ВЮВ от градирен. Осенью вновь происходит увеличение суммарного выпадения соли до 101 595.3 кг/км^2 в месяц. При этом максимальная интенсивность выпадения оценивается в 460 кг/км^2 в месяц и наблюдается на расстоянии 1 600 м в направлении ВСВ.

Заключение

Результаты оценки влияния испарительных градирен на микроклимат региона расположения Узбекской АЭС показывают отсутствие значимых воздействий эксплуатации Узбекской АЭС на окружающую среду.

С наибольшей вероятностью паровоздушный шлейф будет наблюдаться на расстоянии 200 м от градирен, а максимальная дальность распространения шлейфа составит 5 400 м. При этом в зимний период шлейф максимально проявлен по сравнению с остальными периодами. Основная часть шлейфа будет располагаться в интервале высот от 0 до 160 м над уровнем градирен.

Максимальная затененность будет наблюдаться в радиусе 200 м от градирен. Степень затененности будет резко падать с расстоянием от градирен. При среднем времени затенения территории в течении года 63 ч в радиусе 200 м, максимальная степень поглощения солнечной энергии составит 13 % на расстоянии 400 м от градирен.

Расчёт интенсивности выпадения водяных осадков из шлейфа показал, что максимальное выпадение приурочено к зимнему периоду. Зимой максимальная интенсивность выпадения соответствует 200 000 кг/км^2 в месяц (в 2 км к востоку от градирен). Принимая плотность воды равной 1000 кг/м^3, интенсивность выпадения соответствует 0.000 269 мм/час. В пределах площадки строящейся Узбекской АЭС среднегодовое значение жидких атмосферных осадков может увеличиться примерно на 72 мм/год.

Максимальная величина осаждения соли на земную поверхность для условий зимнего периода достигает 2 012 кг/км^2 в месяц (или 24.144 г/м^2 в год). Полученная величина существенно превышает, например, значение суммарного осаждения соли, рассчитанного от градирен Ленинградской АЭС-2, расположенных в Ленинградской области (0.8 г/м^2 в год), что связанно с исходным высоким засолением озера Тузкан.

Данная работа входит в состав НИР в рамках выполнения государственного задания РАН № 0142-2019-0028.

Литература

1. *Волкодаева М. В.* О развитии системы экологического мониторинга качества атмосферного воздуха / М.В. Волкодаева А.В. Киселев // Записки Горного Института. – 2017. – Т. 227. – С. 589. DOI: 10.25515/pmi.2017.5.589.
2. Климатические характеристики условий распространения примесей в атмосфере: справочное пособие. – Л.: Гидрометеоиздат, 1983.
3. Нововоронежская АЭС-2 с энергоблоками № 1 и № 2. Оценка воздействия на окружающую среду эксплуатации энергоблоков № 1 и № 2 Нововоронежской АЭС-2 / ОАО «Атомэнергопроект». – Москва, 2012. – 524 с.

4. *Пашкевич М.А.* Оценка площадного загрязнения атмосферного воздуха в мегаполисе с использованием геоинформационных систем / М.А. Пашкевич, Т.А. Петрова // Записки Горного Института. – 2017. – Т. 228. – С. 738 – 742. DOI: 10.25515/PMI.2017. 6. 738.

5. *Pashkevich M.A.* Assessment and control of environmental and economic risk in Novorossiysk industrial agglomeration / M.A. Pashkevich, T.A. Petrova, A.V. Alekseenko // Proceedings of the Tula states university-sciences of Earth. – 2018. – № 1. – C. 23–35.

6. *Пашкевич М.А.* Оценка и контроль эколого-экономического риска в Новороссийской промышленной агломерации / М.А. Пашкевич, А.В. Алексеенко, Т.А. Петрова // Известия Тульского государственного университета. Науки о Земле. – 2018. – № 1. – С. 23–35. – URL: https://cyberleninka.ru/article/n/otsenka-i-kontrol-ekologo-ekonomicheskogo-riska-v-novorossiyskoy-promyshlennoy-aglomeratsii.

7. *Сарапулова Г.И.* Эколого-геохимическая оценка почв в зоне техногенных объектов // Записки Горного Института. – 2018. – Т. 234. – С. 658. DOI: 10.31897/pmi.2018.6.658.

8. Смоленская АЭС-2. Энергоблок № 2. Материалы обоснования лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии размещение энергоблока № 2 Смоленской АЭС-2 / ОАО «Концерн Росэнергоатом». – М, 2014. – 238 с.

9. *Варгафтик Н. Б.* Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – Москва: Наука, 1972. – 720 с.

10. *Carhart R.* Improved method for predicting seasonal and annual shadowing from cooling-tower plumes / R. Carhart, A. Policastro, W.E. Dunn // Atmospheric Environment. – 1992. – Vol. 26, № 15. – P. 2845–2852.

11. *Gavin P. M.* A theoretical and experimental investigation of evaporation from drops containing nonvolatile solutes; University of Illinois. – Urbana- Champaign, USA, 1983.

12. *Gavin P. M.* Dynamics and thermodynamics of an evaporating salt-water drop; University of Illinois. – Urbana-Champaign, USA, 1978.

13. *Policastro A. J.* A model for seasonal and annual cooling tower impacts /A.J. Policastro, W.E. Dunn, R. Carhart // Atmospheric Environment. – 1994. – Vol. 28, № 3. – P. 379–395/.

14. SACTI2– Seasonal/Annual Cooling Tower Impacts (SACTI) Version 2.0 with Source Code. – URL: https://www.epri.com/#/pages/product/3002006350/.

УДК 621.039.586

Исследования, выполненные на комплексе экспериментальных установок «Расплав» отдела исследований тяжёлых аварий ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

[1, 2]В.И.Альмяшев, [1]В.Б. Хабенский, [1]Е.В. Крушинов, [1]С.А. Витоль, [1]А.А. Сулацкий, [1]Е.В. Шевченко

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

[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский государственный электротехнический университет им. В.И. Ульянова (Ленина) «ЛЭТИ», Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

В статье приведен обзор направлений и результатов экспериментальных работ в области исследований тяжёлых аварий АЭС, проводимых на комплексе экспериментальных установок «Расплав» в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Результаты проведенных работ актуальны и используются для обоснования систем безопасности АЭС, повышения точности прогнозирования сценариев тяжёлых аварий на АЭС, при разработке и обосновании функционирования в экстремальных условиях новых материалов атомной энергетики.

Ключевые слова: тяжёлые аварии, кориум, безопасность АЭС, комплекс экспериментальных установок «Расплав» (КЭУ «Расплав»), индукционная плавка в холодном тигле (ИПХТ).

UDC 621.039.586

Studies carried out at the “Rasplav” platform of severe accidents research department of FSUE Alexandrov NITI

[1,2]V.I. Almjashev, [1]V.B. Khabensky, [1]E.V. Krushinov, [1]S.A. Vitol, [1]A.A. Sulatsky, [1]E.V. Shevchenko

[1] Alexandrov Research Institute of Technology (NITI), Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;

[2] Saint Petersburg State Electrotechnical University “LETI”, Saint Petersburg, Russia

Abstract

The article provides an overview of the directions and results of experimental work in the field of research of severe accidents carried out at the set of experimental facilities “Rasplav” at Alexandrov NITI. The results of the work carried out are widely used to substantiate safety systems for nuclear power plants, improve the accuracy of predicting severe accident scenarios at nuclear power plants, in the development and substantiation of the functioning of new materials for nuclear power in extreme conditions.

Key words: severe accidents, corium, NPP safety, set of experimental facilities “Rasplav” (“Rasplav” platform), induction melting in a cold crucible (IMCC).

Введение

Тематика запроектных тяжёлых аварий на АЭС приобрела актуальность главным образом после аварии на Чернобыльской АЭС. Во ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» соответствующие исследования начали проводиться с 1989 года в связи с его привлечением Санкт-Петербургским институтом «Атомэнергопроект» к расчётно-экспериментальному обоснованию систем безопасности нового энергоблока АЭС средней мощности с реактором ВВЭР-640.

В дальнейшем участие ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в отработке и обосновании новых проектов энергоблоков АЭС существенно расширилось.

В 1992 году в составе ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» был образован Северо-западный научно-промышленный центр атомной энергетики (НПЦ АЭ), основными задачами которого являлись:

- комплексное обоснование проектных решений по безопасности АЭС и отработка технологии создания серийных энергоблоков нового поколения АЭС с ВВЭР;
- расчётно-экспериментальные исследования процессов в пассивных системах безопасности и при запроектных, в том числе тяжёлых, авариях;
- обучение и подготовка эксплуатационного персонала АЭС.

В соответствии с поставленными задачами в состав НПЦ АЭ должны были входить:

- головной энергоблок АЭС с ВВЭР-640;
- отделение исследовательских стендов для изучения и оптимизации процессов в пассивных системах безопасности, включая процессы в контейнменте и процессы в высокотемпературном прототипном расплаве кориума при тяжёлых авариях с плавлением активной зоны;
- учебно-тренажерный комплекс для подготовки персонала АЭС головного и серийных блоков и кризисный центр для фиксации в режиме он-лайн аварийных ситуаций на энергоблоках, их моделирование и анализ.

Проект энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-640 был завершен и прошел лицензирование в полном объёме, однако его сооружение по ряду причин не было реализовано. Соответственно, состав НПЦ АЭ был ограничен Отделением исследовательских стендов, включающим:

- отдел крупномасштабного стенда (КМС) для исследования теплогидравлических процессов в контейнменте и пассивных системах безопасности;
- отдел исследований тяжёлых аварий (ОИТА) для экспериментально-расчётных исследований процессов в высокотемпературном расплаве прототипного кориума при тяжёлой аварии АЭС с плавлением активной зоны.

История ОИТА начинается в 1988 году с создания установки «Расплав-2» на территории Ленинградского специализированного комбината по утилизации отходов «Радон» (в настоящее время Ленинградское отделение филиала Северо-западного территориального округа ФГУП «ФЭО»). Эта установка была спроектирована отделом ВНИПИЭТ совместно со специалистами Ленинградского электротехнического института (в настоящее время СПбГЭТУ «ЛЭТИ») в сотрудничестве с НИЦ «Курчатовский институт» и использовала для приготовления расплава урансодержащего кориума технологию индукционной плавки в холодном тигле (ИПХТ), разработанную в 60-х годах XX века в ЛЭТИ Ю.Б. Петровым [1–3]. Первые экспериментальные плавки урансодержащего кориума на установке «Расплав-2» были проведены в 1990 году.

В 1993 году во ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» на базе установки «Расплав-2» была

образована лаборатория исследований кориума, в штат которой входила группа сотрудников ВНИПИЭТ. Впоследствии лаборатория была реорганизована в ОИТА.

В настоящее время в ОИТА работают высококвалифицированные специалисты, в том числе доктор технических наук, кандидаты технических и химических наук, инженеры-технологи, инженеры-химики, а также нженерно-технический персонал. За время существования отдела было проведено более ста экспериментальных НИР, выпущено более двухсот научно-технических отчётов, опубликовано более ста статей, в том числе, в высокорейтинговых зарубежных журналах. Получено более десяти авторских свидетельств и патентов, в том числе, международных.

Экспериментальная база ОИТА расширялась и совершенствовалась и к настоящему времени представляет собой комплекс экспериментальных установок «Расплав», включающий несколько основных установок (характеристики которых приведены ниже в таблице), а также дополнительное оборудование для исследования высокотемпературных процессов – микропечь Галахова усовершенствованной сотрудниками ОИТА конструкции и высокотемпературный дифференциально-термический анализатор SETARAM Setsys Evolution 24.

Таблица

Характеристики комплекса экспериментальных установок «Расплав»

Параметры	Наименование установки					
	РАСПЛАВ-2	РАСПЛАВ-2С	РАСПЛАВ-3	РАСПЛАВ-4	РАСПЛАВ-5	РАСПЛАВ-СТЕКЛО
Метод	Индукционная плавка в холодном тигле (ИПХТ)					
Установленная мощность, кВт	260	260	100	60	25	160
Частота тока при нагреве, МГц	1.76	1.76	0.12	5.28	0.01	0.44
Масса расплава в тигле, кг	до 5	до 10	до 2	до 5	до 2	до 200
Температура расплава, °С	до 3000				до 2200	до 1500
Атмосфера	Воздух, N_2, He, Ar, пар и их смеси	Воздух	Воздух, N_2, He, Ar, пар и их смеси			Воздух
Состав расплава	Оксидные расплавы		Оксидные, металлические, карбидные, нитридные и смешанные расплавы	Расплавы с высоким электро-сопротивлением	Металлические расплавы, системы «расплав – дебрис»	Фосфатные и боросиликатные стекла + продукты деления
Возможные манипуляции с расплавом	Охлаждение	Слив расплава	Охлаждение			Слив расплава
Год запуска установки	1988	1995	1999	2007	2014	2012

На рис. 1 приведена принципиальная схема комплекса экспериментальных установок «Расплав», а на рис. 2 приведены схема и фотография одной из установок, газо-аэрозольная схема системы, а также вид поверхности расплава при проведении визуально-политермического анализа в условиях ИПХТ и результаты численного моделирования распределения температуры в ванне расплава [4, 5].

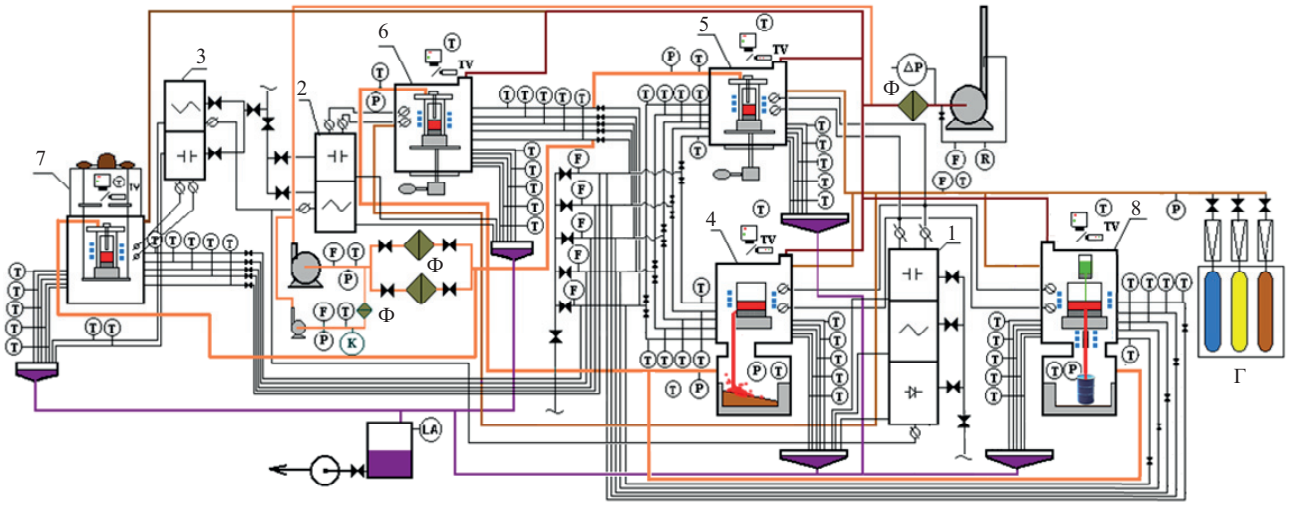


Рис. 1. Схема комплекса экспериментальных установок «Расплав»

1 – генераторные блоки ВЧГ8-160/1.76, ВЧГ9-60/0.44 и ВГТ7-25/10;
2 – генератор ВЧГ7-60/0.12;
3 – генератор ВЧГ12-60/5.28;
4 – установка «Расплав-2С»/ (бокс, ориентированный на проведение экспериментов со сливом расплава, герметизированный объём с возможностью работы в защитной среде);
5 – установки «Расплав-2»/«Расплав-5» (перчаточный бокс с возможностью пробоотбора и перемещения тигля);
6 – установка «Расплав-3» (перчаточный бокс с возможностью пробоотбора и перемещения тигля);
7 – установка «Расплав-4» (ростовая установка с системой медленной вытяжки расплава);
8 – установка «Расплав-Стекло» (установка, ориентированная на проблематику остекловывания РАО):
T – датчики измерения температуры; F – расходомеры; R – дозиметр-радиометр; K – газовые датчики;
Ф – газовые фильтры; LA – циркуляционная система водообмена и охлаждения;
Г – система подачи газовых смесей.

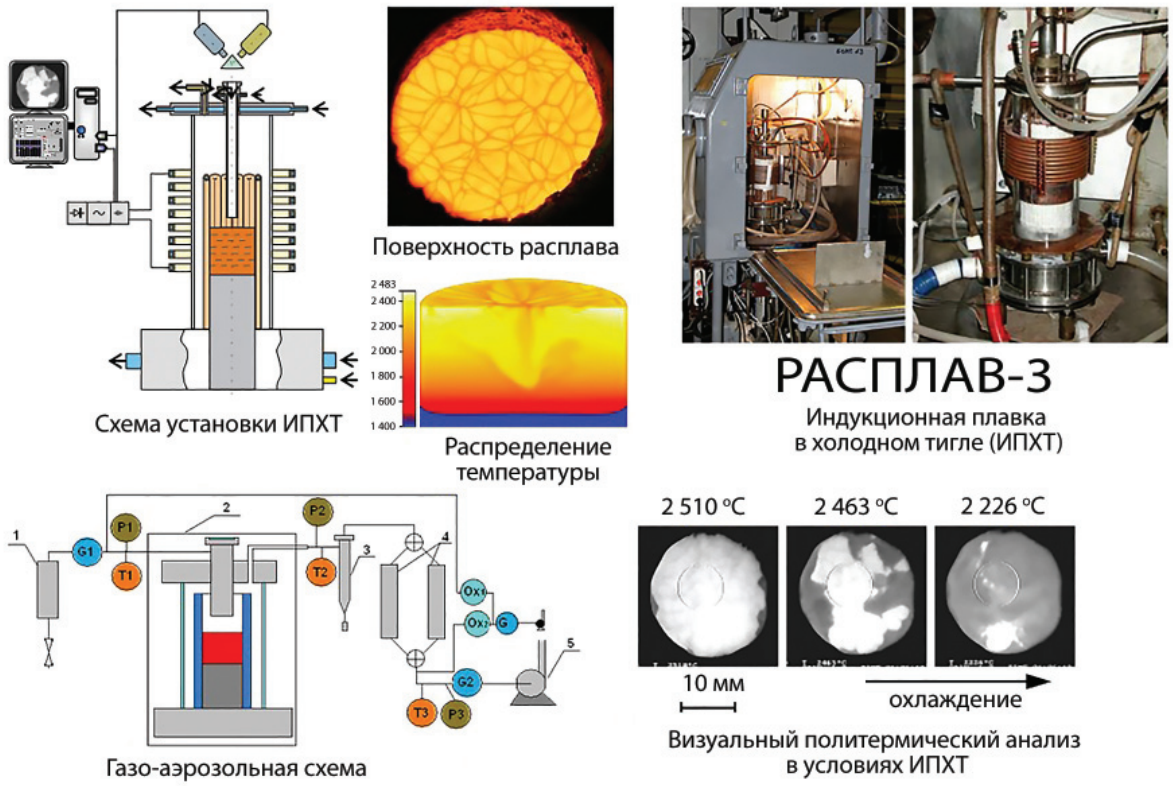


Рис. 2. Схема и внешний вид установки «Расплав-3», газо-аэрозольная схема комплекса

Большинство работ ОИТА проводятся в сотрудничестве с отделом теплофизических исследований ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», в котором разрабатывались расчётные модели и коды для описания процессов в расплаве кориума с привлечением экспериментальных результатов, полученных на установках экспериментального комплекса «Расплав», а также велись экспериментально-расчётные исследования теплогидравлических процессов в системе наружного охлаждения корпуса устройства локализации расплава. Научно-исследовательские работы ОИТА ведутся совместно с научными и научно-образовательными учреждениями Санкт-Петербурга и Москвы: СПбГЭТУ «ЛЭТИ», ИХС РАН, СПбГТИ (ТУ), ФТИ им. А.Ф. Иоффе, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», АО «Атомпроект», ИБРАЭ РАН.

Выполненные и проводимые работы ОИТА в области тяжёлых аварий АЭС целесообразно разделить на следующие основные направления.

Направление I Разработка и обоснование локализации расплава кориума при тяжёлых авариях АЭС для российских и зарубежных водо-водяных реакторов.

Направление II Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических и теплогидравлических процессов в расплаве кориума применительно к обоснованию ловушек расплава.

Направление III Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в расплаве прототипного кориума применительно к концепции удержания расплава в корпусе реактора.

Направление IV Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в расплаве прототипного кориума на внекорпусной стадии развития тяжёлой аварии.

Направление V Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в перспективных реакторах.

Направление VI Отработка технологии остекловывания РАО методом индукционной плавки в холодном тигле.

Направление VII Разработка и исследование материалов и технологий для безопасности АЭС.

Основные результаты, полученные по направлениям работ ОИТА

Направление I. Разработка и обоснование локализации расплава кориума при тяжёлых авариях АЭС для российских и зарубежных водо-водяных реакторов:

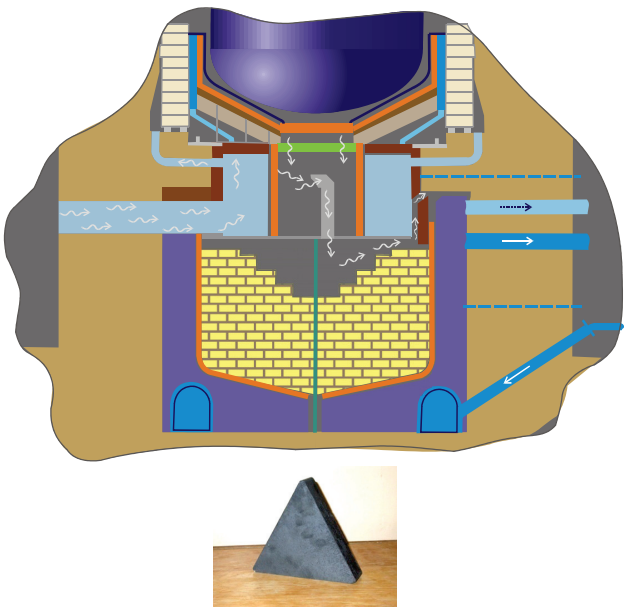
- обоснование внутрикорпусного удержания расплава кориума для АЭС с ВВЭР-640 (1992–1997 годы);
- разработка концепции устройства локализации расплава кориума (УЛР) тигельного типа для Тяньваньской АЭС в Китае с ВВЭР-1000 (1997–1998 годы);
- участие в разработке и обосновании работоспособности УЛР тигельного типа для АЭС нового поколения с ВВЭР-1000 – Тяньваньская АЭС в Китае и АЭС «Куданкулам» в Индии (1998–2005 годы);
- разработка жертвенного материала для УЛР Тяньваньской АЭС в Китае и АЭС «Куданкулам» в Индии (1998–2005 годы);
- обоснование внутрикорпусного удержания расплава кориума для АЭС с ВВЭР-440 (2002–2003 годы);

– участие в разработке и обосновании работоспособности УЛР тигельного типа для АЭС с ВВЭР-1500 (2003–2005 годы);
– участие в модернизации УЛР тигельного типа для АЭС ВВЭР-2006 (2009–2011 годы);
– разработка жертвенного материала и обоснование работоспособности УЛР для южнокорейского водо-водяного реактора Eu-APR1400 (2010–2013 годы);
– разработка концепции системы внекорпусного удержания расплава на действующих энергоблоках АЭС (2017–2018 годы).

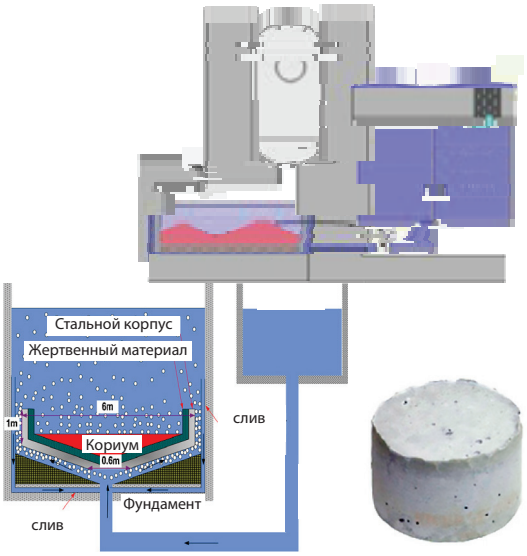
По результатам тендера, объявленного Минатомом в 1997 году, разработанная с участием специалистов ОИТА «тигельная» концепция ловушки расплава была принята к реализации. Практическая реализация проекта по созданию ловушки расплава начата в конце 1998 года в рамках консорциума российских организаций: СПб «Атомэнергопроект», ПКФ «Росэнергоатом», ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Институт химии силикатов (ИХС) РАН, НИЦ «Курчатовский институт», СПбГТИ (ТУ), СПбГЭТУ «ЛЭТИ», и ИБРАЭ РАН.

За короткий срок был выполнен большой объём экспериментально-расчётных, проектных и конструкторских работ. В результате, на основании разработанных концепций (водоохлаждаемый тигельный корпус ловушки расплава, состав и соотношение компонентов жертвенного материала), подтвержденных расчётно-экспериментальными исследованиями, были сооружены ловушки расплава для реакторов энергоблоков с ВВЭР-1000 Тяньванской АЭС в Китае, АЭС «Куданкулам» в Индии и АЭС-2006 в России. Таким образом, впервые в мировой практике энергоблоки АЭС с ВВЭР были оборудованы специальными внекорпусными устройствами локализации расплава.

Схемы устройств локализации расплава и фотографии монтажа ловушек расплава на строящихся Тяньваньской АЭС в Китае, АЭС «Куданкулам» в Индии, Белорусской АЭС, Ленинградской АЭС и Нововоронежской АЭС приведены ниже на рис. 3 и рис. 4.



Разработка ловушки расплава
и жертвенного материала
для российских реакторов ВВЭР



Расчетно-экспериментальное обоснование
и разработка жертвенного материала
для корейского реактора Eu-APR1400

Рис. 3. Схемы устройств локализации расплава для проектов ВВЭР и Eu-APR1400

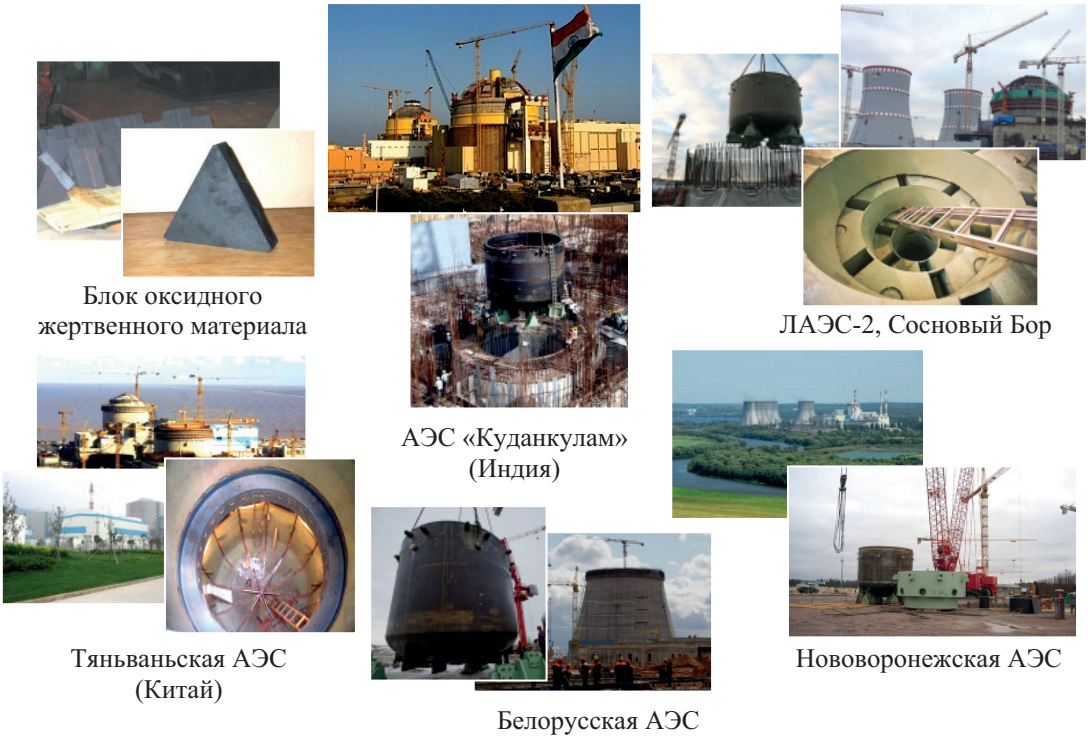


Рис. 4. Вид блока оксидного жертвенного материала и фотографии монтажа ловушек расплава на строящихся АЭС

Направление II. Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических и теплогидравлических процессов в расплаве кориума применительно к обоснованию ловушек расплава:

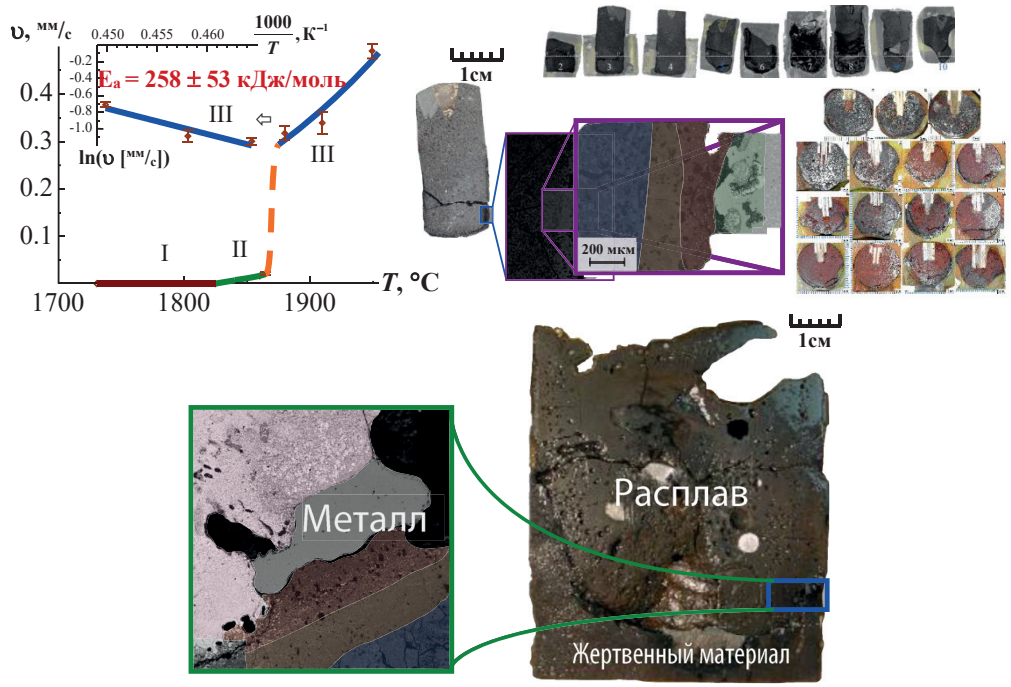
- разработан оксидно-металлический жертвенный материал на основе оксида железа (III) – оксида алюминия в комбинации с конструкционной сталью применительно к ловушке расплава для АЭС с ВВЭР;
- разработан оксидно-металлический жертвенный материал на основе гексаферрита стронция и высокоглиноземистого цемента в комбинации с конструкционной сталью применительно к ловушке расплава АЭС с реактором Eu-APR1400;
- определена кинетика взаимодействия оксидного расплава прототипного кориума с жертвенным материалом ловушки расплава АЭС с ВВЭР, разработана математическая модель их взаимодействия;
- определена кинетика взаимодействия металлической фазы расплава кориума, содержащего U и Zr, с жертвенным материалом ловушки расплава АЭС с ВВЭР и АЭС с Eu-APR1400, разработаны математические модели взаимодействия;
- исследовано взаимодействие расплава прототипного кориума с бетонами действующих АЭС с ВВЭР и огнеупорами, перспективными в качестве защитных материалов, определены характеристики взаимодействия;
- исследован выход газов, (включая водород), аэрозолей и продуктов деления в процессе формирования, стабилизации и кристаллизации ванны расплава;
- определены термодинамические характеристики ($T_{солидус}$, $T_{ликвидус}$ и др.) для многокомпонентной системы, включающей элементы ловушки расплава АЭС с ВВЭР и АЭС с BWR;

– определены теплогидравлические и физико-химические характеристики при подаче воды на поверхность ванны расплава прототипного кориума и на поверхность ванны металлического расплава, уточнена расчётная зависимость для коэффициента теплообмена;

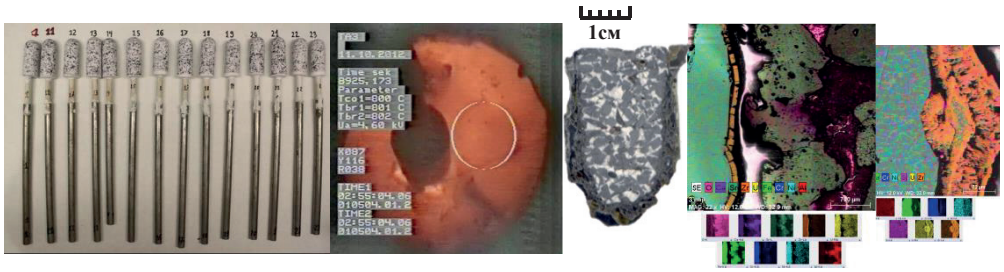
– исследован кризис теплообмена на наружной поверхности корпуса ловушки и корпуса реактора, разработана расчётная зависимость для определения критического теплового потока;

– разработан расчётный код CORCAT для моделирования теплогидравлических и физико-химических процессов взаимодействия в ловушке расплава.

Данные работы выполнялись на установках экспериментального комплекса «Расплав» и на теплогидравлических стендах ПЕТЛЯ и КЕДР в отделе теплофизических исследований ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Результаты экспериментальных исследований были использованы при создании расчётного кода CORCAT для моделирования теплогидравлических и физико-химических процессов взаимодействия в ловушке расплава и при обосновании работоспособности ловушек расплава. На рис. 5 приведены результаты исследования взаимодействия расплава активной зоны ядерного реактора с жертвенными материалами.



Исследование кинетики взаимодействия керамического жертвенного материала УЛР ВВЭР с металлической и оксидной составляющими расплава активной зоны



Исследование кинетики взаимодействия жертвенного материала УЛР Eu-APR1400 с металлической составляющей расплава активной зоны

Рис. 5. Исследование взаимодействия расплава активной зоны с жертвенными материалами

На рис. 6 представлен вид образца бетона тепловой защиты устройства локализации расплава до, в процессе и после проведения эксперимента по исследованию поведения бетона тепловой защиты при нагреве под воздействием теплового излучения.

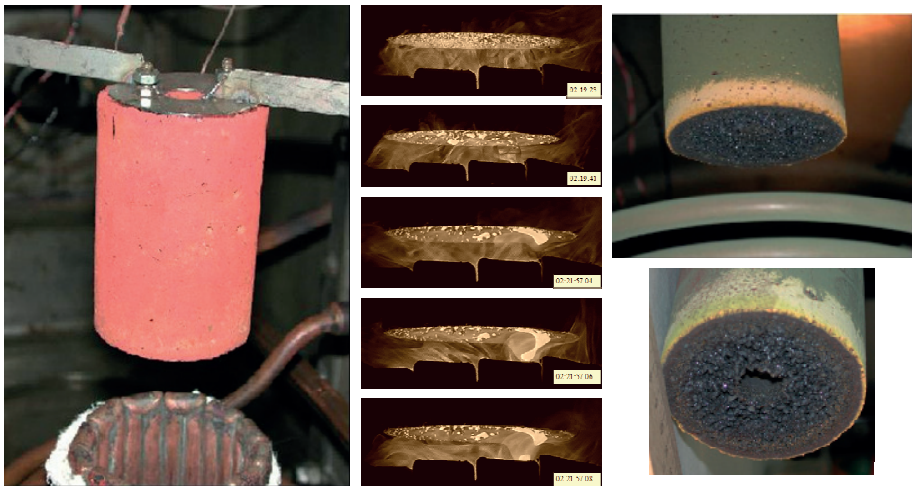


Рис. 6. Исследование функциональных свойств бетона тепловых защит

Направление III. Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в расплаве прототипного кориума применительно к концепции удержания расплава в корпусе реактора:

- исследована кинетика и механизм взаимодействия расплава оксидного прототипного кориума с корпусной сталью реактора ВВЭР и европейских реакторов, разработаны расчётные зависимости для определения скорости и глубины коррозии стали (проекты МНТЦ № 833, № 833.1 «METCOR-1, 2» и № 3592 «METCOR-P»);
- исследована кинетика взаимодействия металлической фазы расплава кориума, содержащей U и Zr, с корпусной сталью реактора ВВЭР, разработаны расчётные зависимости (проект МНТЦ № 3592 «METCOR-P»);
- исследована кинетика, тепловые эффекты и выход газов при окислении расплава субокисленного оксидного прототипного кориума и металлической фазы расплава кориума, содержащей U и Zr, при замене нейтральной атмосферы над расплавом на окислительную, получены численные характеристики указанных процессов (проект МНТЦ № 3592 «METCOR-P»);
- исследованы фазовые диаграммы бинарных, трёхкомпонентных и многокомпонентных малоисследованных систем прототипного кориума, определены концентрационные зависимости температур ликвидус и солидус; координаты эвтектических точек, пределы растворимости компонентов в твердой фазе; составы сосуществующих жидкостей в куполе расслаивания; полученные результаты использованы для уточнения европейской базы данных по фазовым диаграммам NUCLEA и уточнения моделей в европейском термодинамическом расчётном коде GEMINI (проекты МНТЦ № 1950, № 1950.2 «CORPHAD-1, 2» и № 3813 «PRECOS», проект АЯЭ/ОЭСР TCOFF);
- исследованы распределение элементов между оксидными и металлическими слоями субокисленного расплава прототипного кориума, стратификация оксидных и металлических слоев в ванне расплава; обнаружена экстракция металлического U и Zr в расплав стали (эффект «MASCA») и инверсия в результате этого

эффекта оксидных и металлических слоев в ванне расплава (проект АЯЭ/ОЭСР «MASCA-1,2» – головной исполнитель НИЦ «Курчатовский институт», соисполнитель – ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»);

– определено влияние окисления кориума на выход продуктов деления из ванны расплава прототипного кориума и определена морфология аэрозолей (проект МНТЦ № 3345 (EVAN) – головной исполнитель СПбАЭП, соисполнитель в части экспериментов с прототипным расплавом кориума – ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»);

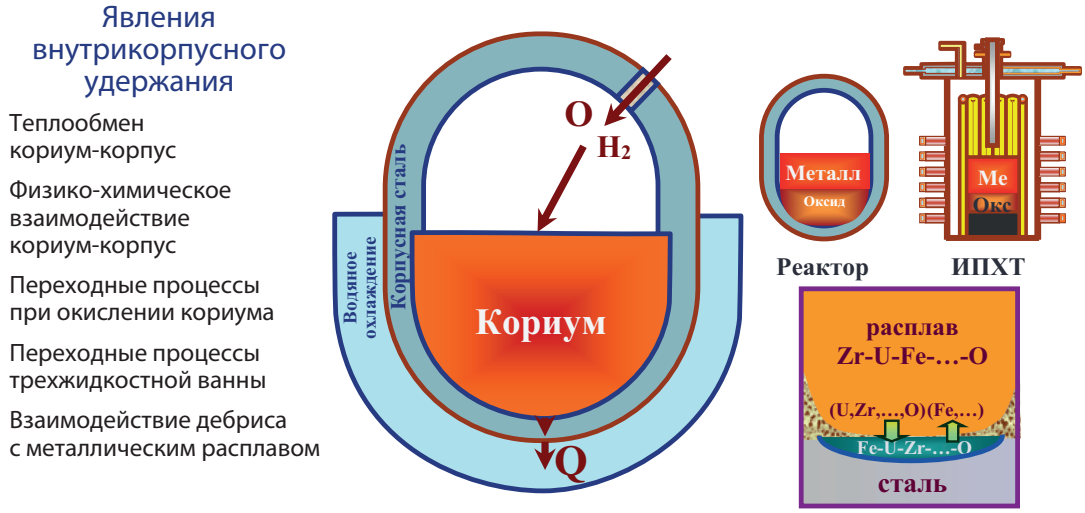
– определена температура ликвидус внекорпусного кориума для условий ловушки EPR 1600 (партнерский проект № 3837(LITEC) с CEA, Кадараш, Франция);

– определены температуры ликвидус для кориумных смесей, характерных для реактора CANDU, проведено экспериментальное исследование расслоения кориумных смесей и определены условия существования расслоения, определена кинетика взаимодействия расплава кориума с корпусной сталью каландра (партнерский проект № 3938 (MATICAN) с AECL, Канада);

– исследовано распределение элементов и инверсия слоев оксидов и металла в расплаве кориума реактора BWR (KERENA), определено влияние бора и углерода на распределение элементов и инверсию слоев (партнерский проект № 4012 (EPICOR) с AREVA NP GmbH, Германия);

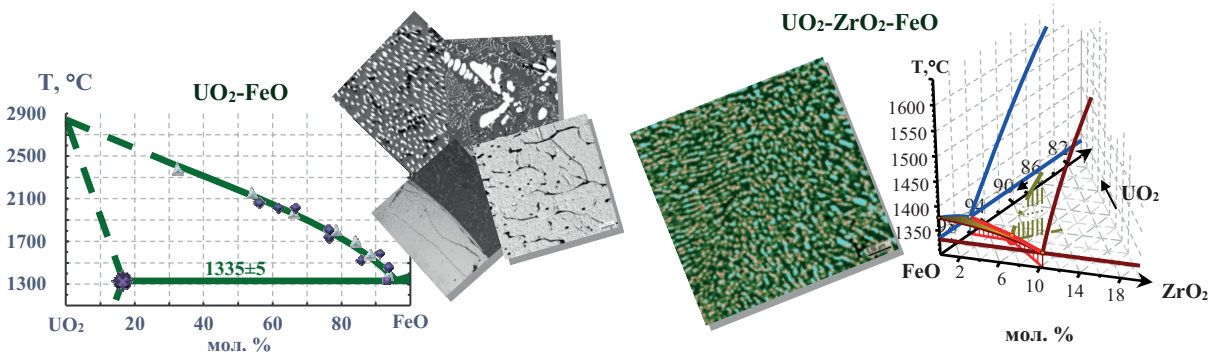
– исследована трансформация трёхслойной структуры ванны расплава кориума, процессы окисления, процессы взаимодействия дебриса с металлическим расплавом (контракты CORDEB, CORDEB2 и CORDEB3 с IRSN, Франция).

Все работы по данному направлению выполнены по контрактам с зарубежными заказчиками. Получены новые уникальные результаты, которые актуальны для обоснования концепции удержания расплава в корпусе реактора для новых проектов российских АЭС. Примеры исследованных систем и экспериментальных результатов по взаимодействию расплава активной зоны с внутрикорпусными конструкциями приведены на рис. 7–11.



Проект OECD/MASCA (2001-2004) **Проект MATICAN** (2009-2012)
Проект МНТЦ METCOR (1999-2004) **Проект EVAN** (2005-2008)
Проект МНТЦ METCOR-P (2007-2010) **Проект EPICOR** (2009-2011)
Проекты CORDEB (2012-2015), **CORDEB-2** (2016-2019) и **CORDEB-3** (2019)

Рис. 7. Проекты, направленные на решение проблем внутрикорпусного удержания кориума



Экспериментальное построение и термодинамическая оптимизация фазовых диаграмм

Проект ENTHALPY (2001-2003)
UO_2-ZrO_2-FeO-SiO_2-Cr_2O_3-CaO-Al_2O_3

Проект МНТЦ CORPHAD (2003-2006)
ZrO_2-FeO UO_2-FeO UO_2-SiO_2
FeO-UO_2-ZrO_2 Fe_2O_3-UO_{2+x}-ZrO_2
$Fe_2O_3(Fe_3O_4)$-SiO_2
U-Zr-O U-Fe-O Zr-Fe-O

Проект АЯЭ/ОЭСР MASCA (2001-2007)
U-Zr-Fe-(Cr-Ni-FP)-O

Проект МНТЦ PRECOS (2008-2011)
UO_2-SiO_2 UO_2-CaO
ZrO_2-$Fe_2O_3(Fe_3O_4)$
UO_2-FeO-SiO_2 ZrO_2-FeO-SiO_2
UO_2-FeO-CaO ZrO_2-FeO-CaO
U-Zr-Fe-O

NUCLEA

Проект АЯЭ/ОЭСР TCOFF (2017-2019)
U-Zr-Fe-O-B-C

Рис. 8. Проекты, направленные на исследование фазовых равновесий
в кориумных системах и перечень исследованных систем

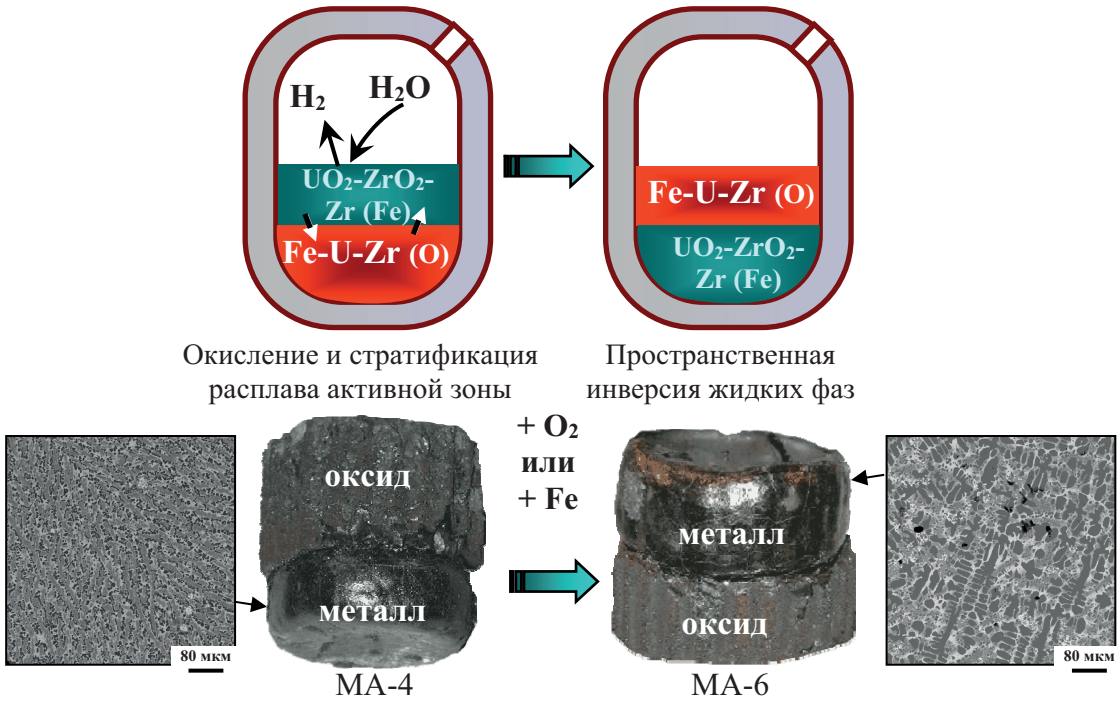
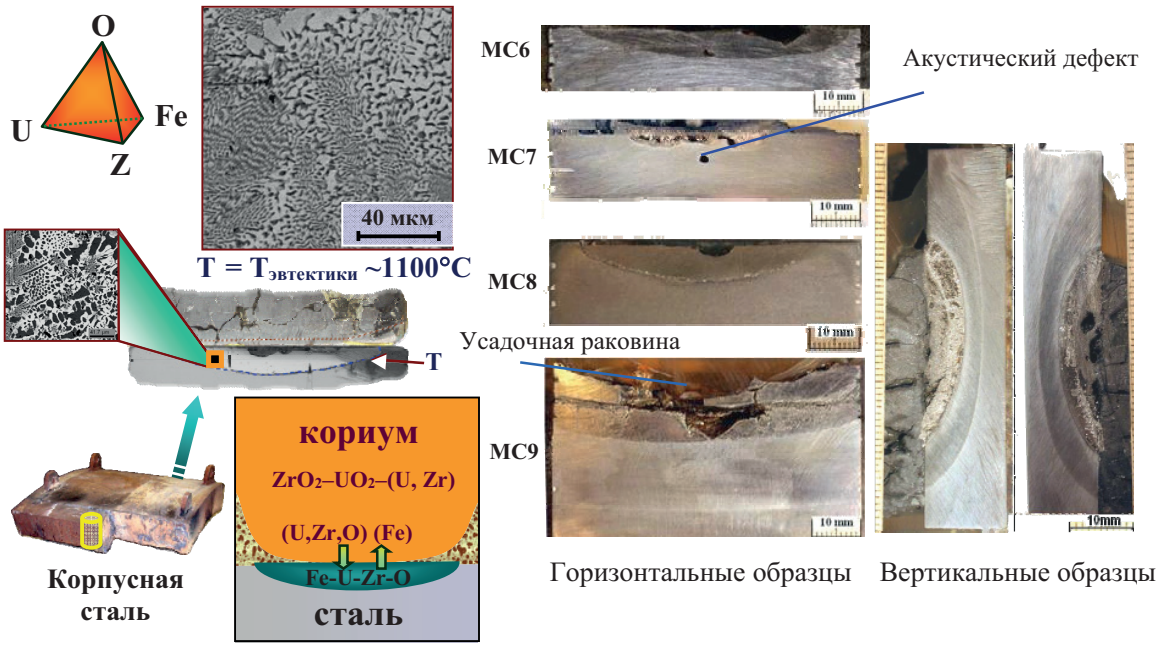
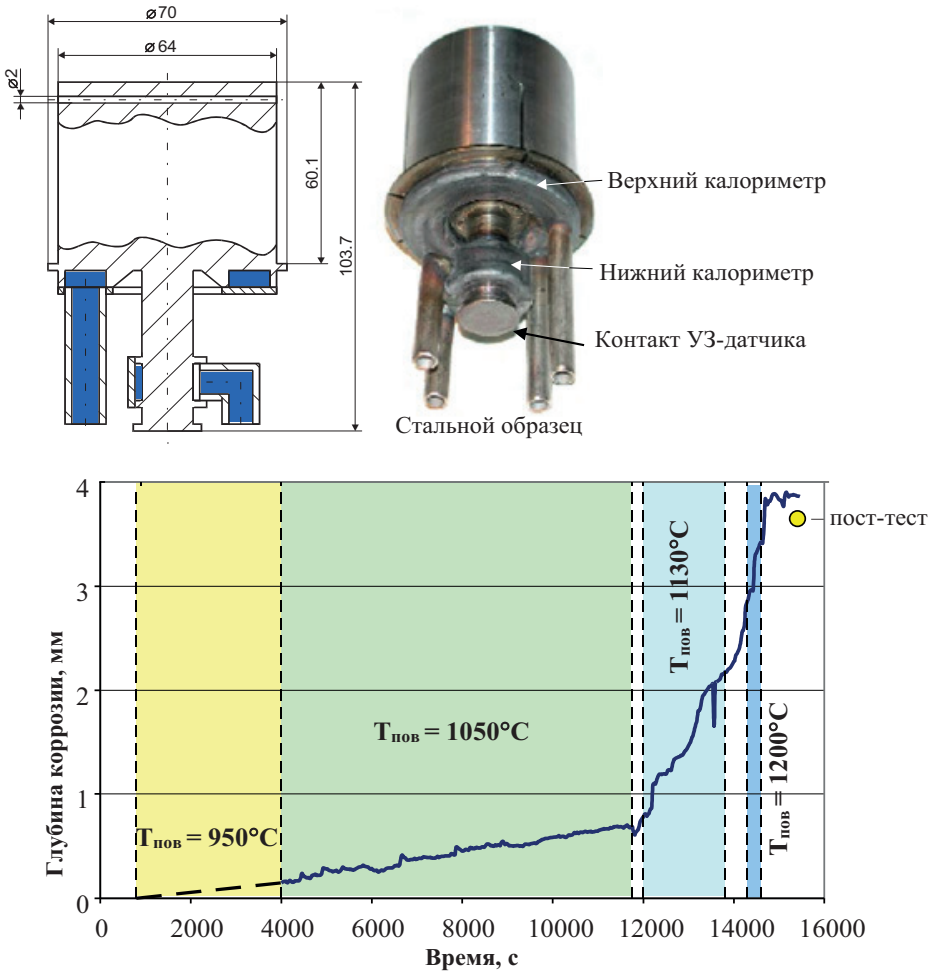


Рис. 9. Результаты экспериментов проекта MASCA



Исследование коррозии при взаимодействии с субокисленным расплавом кориума



Исследование коррозии стального образца в контакте с расплавом $UO_{2+x} – ZrO_2 – FeO_y$ по данным ультразвукового он-лайн исследования

Рис. 10. Результаты экспериментов проектов METCOR и METCOR-P

Направление IV. Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в расплаве прототипного кориума на внекорпусной стадии развития тяжёлой аварии.

В рамках международного проекта АЯЭ/ОЭСР TCOFF (термодинамическое описание топливных осколков и продуктов деления на основе анализа сценария развития тяжёлой аварии на АЭС Фукусима-Дайичи) в 2017–2018 годах выполнена серия интегральных экспериментов, основной целью которых стало исследование процесса кристаллизации расплава системы «кориум-бетон» для условий, соответствующих различным конструкциям реакторов – ВВЭР и PWR (рис. 11).

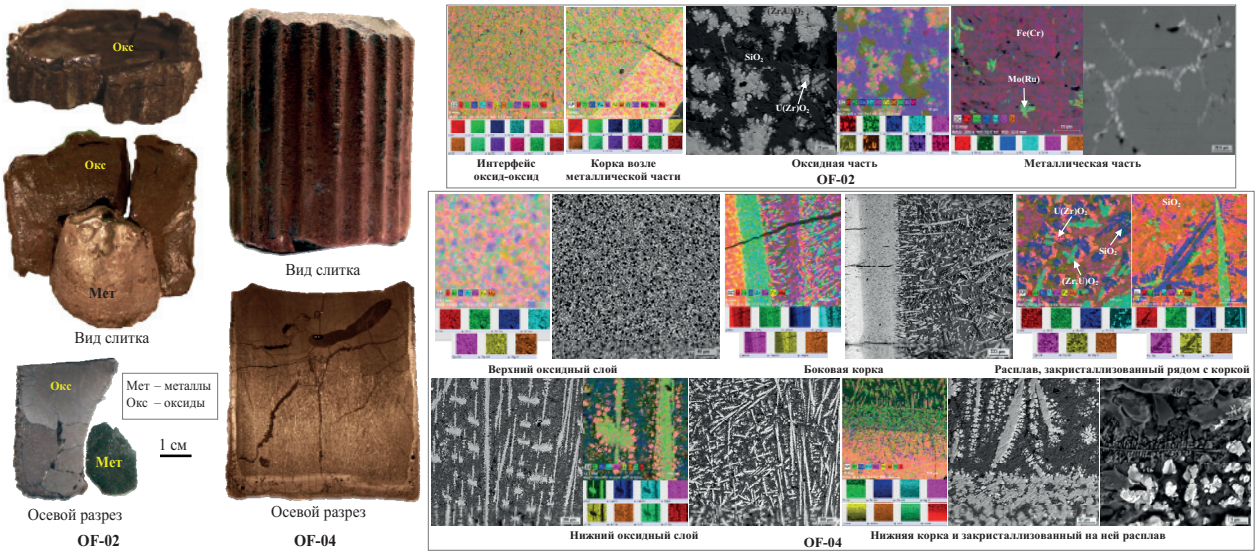


Рис. 11. Результаты экспериментов серии OF проекта TCOFF

В рамках международного проекта АО «Техснабэкспорт» с Mitsubishi Research Institute «Кориум-2» (Разработка технологии анализа и оценки для определения характеристик топливного дебриса) по заказу АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» в 2019–2020 годах изготовлена, охарактеризована и поставлена заказчику серия образцов модельного дебриса, прототипного условиям аварийного блока АЭС Фукусима-Дайичи (рис. 12).

Вид исходного слитка TEN-01

Вид слитка после резки шагом 1 см в одном направлении

Вид слитка после резки шагом 1 см в двух перпендикулярных направлениях

Вид кубических образцов

Рис. 12. Вид образцов модельного топливного дебриса проекта Кориум-2

Направление V. Экспериментально-расчётные исследования локальных физико-химических процессов в перспективных реакторах.

В рамках данного направления в 2019–2020 годах по заказу ИБРАЭ РАН выполнена разработка программы экспериментальных исследований процессов, протекающих при гипотетических авариях с расплавлением активной зоны реактора со свинцовым теплоносителем, и проведено четыре серии экспериментов, реализующих часть разработанной программы (рис. 13).

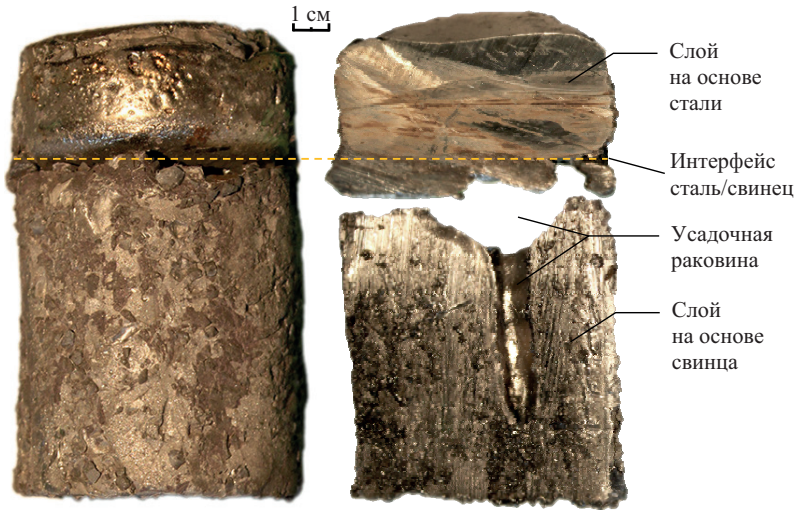


Рис. 13. Вид слитка, полученного в эксперименте по исследованию взаимодействия расплава теплоносителя с расплавом стали оболочек твэлов

Направление VI. Отработка технологии остекловывания РАО методом индукционной плавки в холодном тигле.

В настоящее время одним из надежных и востребованных способов утилизации радиоактивных отходов (РАО) является их остекловывание, то есть включение РАО в структуру стекол. Работы по отработке технологии одностадийного остекловывания РАО методом индукционной плавки в холодном тигле начали проводиться ОИТА с 2010 года совместно с лабораторией ИПХТ кафедры электротехнологической и преобразовательной техники СПбГЭТУ «ЛЭТИ» и АО «Радиевым институтом им. В.Г. Хлопина». Основаниями для начала отработки технологии остекловывания РАО явились следующие причины:

1. Перспективность применения данного метода иммобилизации радиоактивных отходов, положительный опыт использования остекловывания РАО за рубежом (особенно во Франции) и недостаточный объём опыта применения технологии остекловывания РАО в России.
2. Необходимость эффективной переработки РАО, образующихся в результате деятельности ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».
3. Большой опыт применения индукционной техники для плавления различных материалов методом индукционной плавки в холодных тиглях различных конструкций.

По данному направлению в ОИТА ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» выполнены следующие работы:

– для отработки технологии одностадийного остекловывания РАО испытаны различные конструкции плавителей. В результате был спроектирован и изготовлен

плавитель с холодным тиглем большого диаметра с применением низкой частоты индуктора. Испытание плавителя при синтезе фосфатного стекла показало его эффективность;

– для переработки РАО, образующихся в результате деятельности ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», подобрана рецептура стекла и проведена его оптимизация. Проведены эксперименты по синтезу стекломатрицы с натурным РАО. Содержание концентрата в стекломатрице в перерасчёте на сухой остаток составило до 30 масс. %. Скорость выщелачивания радионуклидов составила ~10^{-5} г/(см^2·сут), что соответствует требованиям к химической устойчивости остеклованных высокоактивных отходов;

– обосновано предложение о сооружении на базе экспериментального комплекса «Расплав» установки остекловывания, предназначенной для отработки конструкции индукционной печи, технологии остекловывания концентрата ЖРО и её последующего воплощения в опытно-промышленную установку.

На рис. 14 приведены этапы работы по отработке одностадийной технологии остекловывания РАО на установке «Расплав-Стекло».

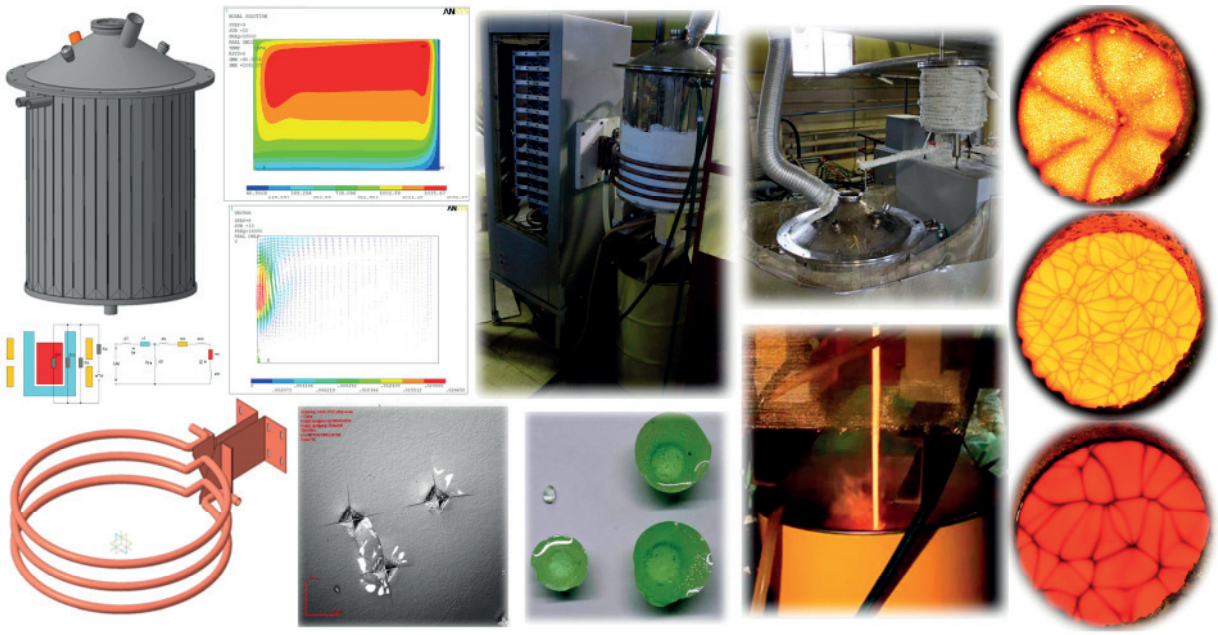


Рис. 14. Реализация одностадийной технологии остекловывания РАО

Направление VII. Разработка и исследование материалов и технологий для безопасности АЭС. По данному направлению:

1. В ОИТА совместно со специалистами ИХС РАН разработаны физико-химические основы создания нового класса материалов – жертвенных материалов системы безопасности АЭС. Проведена разработка и экспериментальное обоснование функциональных характеристик оксидных керамических жертвенных материалов для устройства локализации расплава реакторов ВВЭР большой мощности, а также жертвенных материалов для АЭС Eu-APR1400.

2. Разработанная в СПбГТУ (ТИ) совместно со специалистами ОИТА ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» технология получения нанокомпозиционных катализаторов, со-

стоящих из наночастиц ZrO_2, диспергированных в матрице рентгеноаморфного Al_2O_3, которые используются в регенераторах водорода, применяемых для обеспечения водородной безопасности при тяжёлых авариях, позволяет повысить эксплуатационные характеристики катализаторов по сравнению с существующими аналогами на основе Pt/Pd (активность, селективность, термостабильность) и расширить диапазон рабочих температур.

3. По договору с СПбАЭП были проведены лабораторные испытания ячейки рекомбинатора водорода с разработанным катализатором, которые подтвердили хорошие характеристики разработанного катализатора. Основные результаты испытаний приведены на рис. 15. В ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в отделе теплофизических исследований функционирует стенд для испытания существующих рекомбинаторов, который позволяет проводить исследования и отработку рекомбинаторов с новым типом катализаторов.

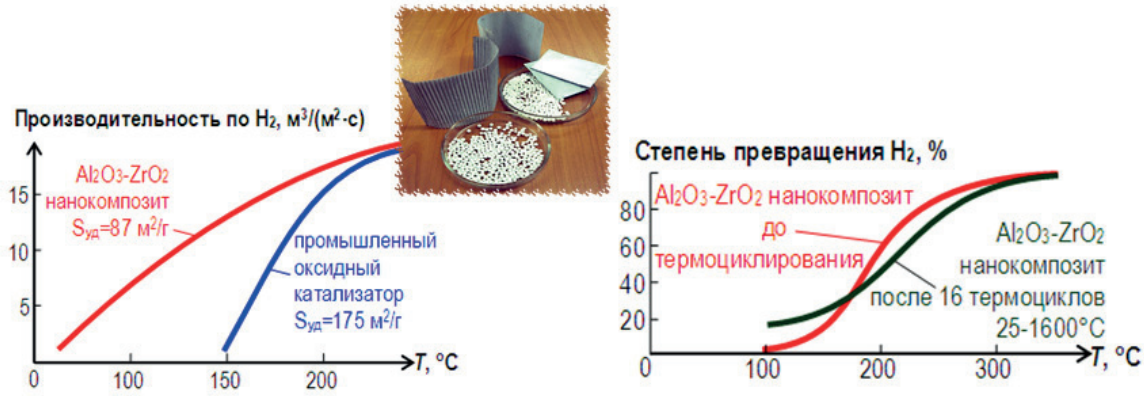


Рис. 15. Разработка нанокомпозиционных оксидных катализаторов рекомбинации водорода

4. Совместно со специалистами ОАО «НПО ЦКТИ», СПбГЭТУ «ЛЭТИ» и СПбПУ проведено исследование влияния оксидных наночастиц на критический тепловой поток при кипении их водной дисперсии. Потенциально развитие этой технологии может существенно увеличить запас до кризиса кипения теплоносителя.

5. Проведены исследования по разработке нового вида топлива с ультрадисперсной структурой на основе системы UO_2-SiO_2. Отработана технология выщелачивания аморфной матрицы, позволяющая повысить концентрацию делящегося материала при сохранении микроструктурных особенностей топлива. Продемонстрирована возможность замены аморфной матрицы на металлическую. Показано, что выгорающий поглотитель сокристаллизуется с делящимся материалом и имеет однородное распределение по объёму, а полученный топливный материал обладает устойчивостью к агрегации и росту керамического наполнителя, субмикронный размер которого обеспечивает повышенную устойчивость к распуханию и повышенную способность к локализации газообразных продуктов деления в топливном материале. При этом аморфная матрица должна обеспечивать удобство иммобилизации радиоактивных отходов на этапах хранения отработавших тепловыделяющих элементов, переработки и регенерации топлива, захоронения радиоактивных отходов, а также устойчивость топлива в химически агрессивных средах.

Выполняемые в ОИТА исследования ведутся в тесном сотрудничестве со многими российскими и зарубежными организациями, логотипы некоторых из них приведены на рис. 16.

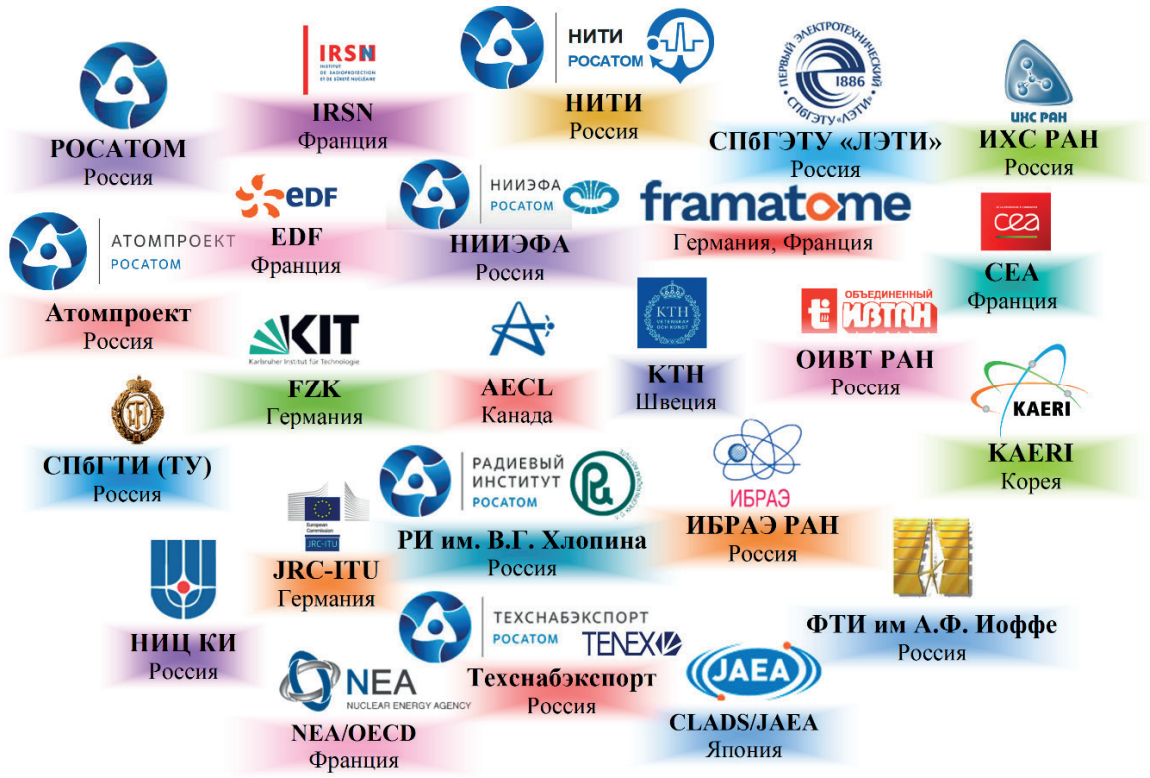


Рис. 16. Сотрудничество ОИТА ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»
с российскими и международными организациями в области обеспечения безопасности АЭС

Заключение

За более чем тридцатилетнюю историю деятельности отделом исследований тяжёлых аварий НИТИ выполнен комплекс экспериментальных и расчётных работ по исследованию тяжёлоаварийных процессов АЭС, которые охватывают практически все аспекты тяжёлых аварий. В процессе выполнения работ были открыты и исследованы явления, имеющие принципиальное значение для понимания тяжёлоаварийных процессов АЭС.

Полученные ОИТА научные результаты получили широкое признание в России и за рубежом и используются мировыми научными центрами при обосновании безопасности для действующих и проектируемых АЭС.

Литература

1. *Петров Ю.Б.* Индукционная плавка окислов. – Л.: Энергоатомиздат, 1983. – 104 с.
2. *Лопух Д.Б.* Современные направления и новые результаты исследований ИПХТ / Д.Б. Лопух // Индукционный нагрев. – 2008. – N6. – С. 27–37.
3. Индукционная плавка кориума в холодном тигле. Оборудование и применение / Д.Б. Лопух [и др.]. – СПб.: Изд-во СПбГЭТУ «ЛЭТИ», 2019. – 172 с.
4. Direct numerical simulation of molten corium pool inductively heated in the cold crucible/ S.A. Smirnov [et al.] // OECD/NEA MASCA2 Seminar 2007, Cadarache, France, 11–12 October 2007. – 2007. – P. 3–8.
5. Oxidation kinetics of corium pool / A.A. Sulatsky [et al.] // Nucl. Eng. Des. – 2013. – V. 262.– P. 168–179.

6. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 / А.М. Афров [и др.] // Теплоэнергетика. – 1996. – № 11. – С. 16–21.

7. Анализ возможности удержания расплава кориума в корпусе ВВЭР при тяжёлой аварии с разрушением активной зоны / В.Ф. Рогов [и др.] // Теплоэнергетика. – 1996. – № 11. – С. 12–15.

8. *Бешта С.В.* Исследование взаимодействия расплава UO_{2+x}-ZrO_2-Fe(Ni, Cr)O_y с бетонами на основе ZrO_2 / С.В. Бешта, В.К. Хабенский, Е.В. Крушинов // Огнеупоры и керамика. – 2000. – № 1. – С. 28–32.

9. Использование огнеупорных покрытий в устройствах локализации расплава при тяжёлой аварии на АЭС с ВВЭР / В.Н. Минеев [и др.] // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89, вып. 5. – С. 350–355.

10. Water Boiling on the Corium Melt Surface under VVER Severe Accident Conditions / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2000. – 195(1). – P. 49–56.

11. Кипение воды на поверхности расплава кориума в условиях тяжёлой аварии / С.В. Бешта [и др.] // Теплоэнергетика. – 1998. – № 11. – С. 20–24.

12. Experimental studies of oxidic molten corium – vessel steel interaction / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2001. – 210. – P. 193–224.

13. Устройство локализации расплава Тяньваньской АЭС с ВВЭР-1000 / А.С. Сидоров [и др.] // Теплоэнергетика. – 2001. – Т. 48, № 9. – С.8–13.

14. Жертвенные материалы системы безопасности атомных электростанций – новый класс функциональных материалов / *В.В. Гусаров* [и др.] // Теплоэнергетика. – 2001. – Т. 48, № 9. – С. 22–24.

15. Экспериментальное исследование процессов, возникающих при подаче воды на расплав стали / Д.Б. Лопух [и др.] // Теплоэнергетика. – 2001. – № 9. – С. 25–31.

16. Физико-химическое моделирование и анализ процессов взаимодействия расплава активной зоны ядерного реактора с жертвенным материалом / В.В. Гусаров [и др.] // Физ. и хим. стекла. – 2005. – Т. 31, № 1. – С. 71–90.

17. Новый класс функциональных материалов для устройства локализации расплава активной зоны ядерного реактора / В.В. Гусаров [и др.] // Рос. хим. ж. – 2005. – Т. XLIX, № 4. – С. 42–53.

18. Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium. Part 1: Experimental / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2006. – V. 236. – P. 1810–1829.

19. Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium. Part 2: Model development / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2006. – 236. – P. 1362–1370.

20. Распределение компонентов между несмешивающимися расплавами в условиях неизотермичности системы / В.В. Гусаров [и др.] // Физ. и хим. стекла. – 2006. – Т. 32, № 6. – С. 875–882.

21. Фазовые и химические превращения в системе SiO_2-Fe_2O_3(Fe_3O_4) при различных парциальных давлениях кислорода / Л.П. Мезенцева [и др.] // Журнал неорганической химии. – 2006. – Т. 51, № 1. – С. 126–133.

22. Phase diagram of the ZrO_2-FeO system / S.V. Bechta [et al.] // JNM. – 2006. – V. 348. – P. 114–121.

23. Фазовые превращения в бинарном разрезе системы UO_2-FeO-Fe /С.В. Бешта [и др.] // Радиохимия. – 2007. – Т. 49, № 1. – С. 20–24.

24. Физико-химическое моделирование горения материалов с суммарным эндотермическим эффектом / В.В. Гусаров [и др.] // Физика и химия стекла. – 2007. – Т. 33, N 5. – С. 678–685.

25. Взаимодействие материала на основе оксидов алюминия и железа с расплавом металлов / В.В. Гусаров [и др.] // Журн. прикл. химии. – 2007. – Т. 80, вып. 4. – С. 541–548.

26. Phase diagram of the UO_2–FeO_{1+x} system / S.V. Bechta [et al.] // JNM. – 2007. – V. 362 (1). – P . 46–52.

27. Corium phase equilibria based on MASCA, METCOR and CORPHAD results / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2008. – V. 238. – P. 2761–2771.

28. Severe accident management concept of the VVER-1000 and the justification of corium retention in a crucible-type core catcher / V.B. Khabensky, V.S. Granovsky, S.V. Bechta, V.V. Gusarov // Nucl. Eng. and Technol. – 2009. – V. 41, № 5. – P. 561–574.

29. VVER vessel steel corrosion at interaction with molten corium in oxidizing atmosphere / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2009. – V. 239. – P. 1103–1112.

30. Eutectic crystallization in the $FeO_{1.5}$-UO_{2+x}-ZrO_2 system / V.I. Almjashev [et al.] // JNM. – 2009. – V. 389. – P. 52–56.

31. Взаимодействие расплава активной зоны ядерного реактора с оксидным жертвенным материалом устройства локализации для АЭС с ВВЭР / В.Г. Асмолов [и др.] // ТВТ. – 2007. – Т. 45, N1. – С. 28–37.

32. Термическая устойчивость и каталитическая активность композита аморфный Al_2O_3-нанокристаллы ZrO_2 / О.В. Альмяшева, Е.А. Власов, В.Б. Хабенский, В.В. Гусаров // ЖПХ. – 2009. – Т. 82, № 2. – С. 224–229.

33. Phase equilibria in the FeO_{1+x}-UO_2-ZrO_2 system in the FeO_{1+x}-enriched domain / V.I. Almjashev [et al.] // JNM. – 2010. – V. 400. – P. 119–126.

34. Interaction between Molten Corium UO_{2+x}-ZrO_2-FeO_y and VVER Vessel Steel / S.V. Bechta [et al.] // JNT. – 2010. – V. 170. – P. 210–218.

35. Influence of corium oxidation on fission product release from molten pool / S.V. Bechta [et al.] // NED. – 2010. – V. 240. – P. 1229–1241.

36. Функционирование теплозащитных экранов устройства локализации расплава АЭС с ВВЭР / В.Б. Хабенский [и др.]// Теплоэнергетика. – 2011. – № 4. – С. 37–42.

37. Тройные эвтектики в системах FeO-UO_2-ZrO_2 и Fe_2O_3-U_3O_8-ZrO_2 / В.И. Альмяшев [и др.] // Радиохимия. – 2011. – Т. 53, № 1. – С. 14–19.

38. Формирование ванны расплава активной зоны ядерного реактора в ловушке тигельного типа АЭС с ВВЭР / С.В. Бешта [и др.] // Теплоэнергетика. – 2011. – № 5. С. 61–65.

39. Severe accident research in the core degradation area: An example of effective international cooperation between the European Union (EU) and the Commonwealth of Independent States (CIS) by the International Science and Technology Center / D. Bottomley [et al.] // NED. – 2012. – V. 252. – P. 226–241.

40. Oxidation kinetics of corium pool / A.A. Sulatsky [et al.] // NED. – 2013. – V. 262. – P. 169–179.

41. Quality improvements of thermodynamic data applied to corium interactions for severe accident modelling in SARNET2 / S. Bakardjieva [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 74. – P. 110–124.

42. Oxidation effect on steel corrosion and thermal loads during corium melt in-vessel retention / V.S. Granovsky [et al.] // NED. – 2014. – V. 278. – P. 310–316.

43. New sacrificial material for ex-vessel core catcher / A.A. Komlev [et al.] // JNM. – 2015. – V. 467. – P. 778–784.

44. Oxidation effects during corium melt in-vessel retention / V.I. Almjashev [et al.] // NED. – 2016. – V. 305. – P. 389–399.

45. Исследование физико-химических, теплофизических и механических характеристик серпентинитового бетона шахты реактора АЭС и процессов его взаимодействия с расплавом кориума / В.Б. Хабенский [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2017. – № 1 (7). – С. 56–74.

46. Экспериментальное исследование процессов окисления расплава кориума в корпусе реактора / В.И. Альмяшев [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2017. – № 4 (10). – С. 59–84.

47. Экспериментальное исследование фазообразования в системе UO_2-SiO_2 / В.И. Альмяшев [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2017. – № 3 (9). – С. 50–70.

48. Effect of temperature gradient on chemical element partitioning in corium pool during in-vessel retention / V.B. Khabensky [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2018. – V. 327. – P. 82–91.

49. Experimental study of transient phenomena in the three-liquid oxidic-metallic corium pool / V.I. Almjashev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2018. – V. 332. – P. 31–37.

50. Способ изготовления ядерного топлива: патент РФ № 2651799 / В.И. Альмяшев [и др.]. – Приоритет от 09.08.2017. Дата публикации – 27.04.2018.

51. Experimental study of oxidic-metallic melt oxidation / A.A. Sulatsky [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – V. 363. – Art. 110618.

52. Моделирование окисления расплава активной зоны ядерного реактора при наличии оксидной корки на поверхности расплава / В.Б. Хабенский [и др.] // Журнал технической физики. – 2021. – Т. 91, вып. 2. – С. 232–239.

53. Альмяшев В.И. Анализ устойчивости $USiO_4$ / В.И. Альмяшев, В.В. Гусаров, В.Б. Хабенский // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2020. – № 2 (20). – С. 80–97.

54. Исследование выхода продуктов деления из расплава кориума / С.Б. Бешта [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2020. – № 1 (19). – С. 54–73.

55. Математическая модель окисления расплава кориума с поверхностной оксидной коркой / *В.Б. Хабенский* [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. – № 3 (17). – С. 50–55.

56. Жертвенный материал для ловушки расплава на основе высокоглиноземистого цемента и керамического наполнителя /А.А. Комлев [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. – № 2 (16). – С. 52–70.

57. Экспериментальное исследование влияния структуры ванны расплава и поверхностной корки на кинетику окисления кориума / А.А.Сулацкий [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. – № 1 (15). – С. 66–80.

58. Взаимодействие металлического расплава двухжидкостного кориума с корпусной сталью / А.А.Сулацкий [и др.] // Теплофизика высоких температур. – 2019. – Т. 57, № 4. – С. 1–11.

59. Взаимодействие металлического расплава, содержащего цирконий и уран, с бетонным жертвенным материалом / В.Б. Хабенский [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2018. – № 3 (13). – С. 53–72.

60. Влияние термоградиентных условий на физико-химическое взаимодействие расплава субокисленного кориума и корпусной стали при удержании расплава в корпусе реактора / В.Б. Хабенский [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2018. – № 2 (12). – С. 42–65.

61. Экспериментальное исследование влияния на критический тепловой поток слоя из наночастиц, формирующегося при кипении ZrO_2/H_2O наножидкости / В.Б. Хабенский [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2018, № 1 (11). – С.55–69.

62. Experimental studies of impact on a critical heat flux the parameters of nanoparticle layer formed at nanofluid boiling / V.B. Khabensky [et al.] // Nanosystems: physics, chemistry, mathematics. – 2018. – V. 9, № 2. – P. 279–289.

ПРАВИЛА ПОДАЧИ МАТЕРИАЛОВ

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

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

Подробные правила подготовки и подачи материалов в редакцию для публикации в научно-техническом сборнике (и перечень необходимых сопроводительных документов к ним) приведены в первом выпуске научно-технического сборника за 2019 год (№1 (15) 2019) в разделе «Информация для авторов», а также размещены на интернет-сайте ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» www.niti.ru в рубрике «Научно-технический сборник».

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 30.12.2020. 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