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

№ 2 (24) 2021

Сосновый Бор

ISSN 2414-5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

№ 2 (24) 2021

Издается с 2015 года Сборник распространяется на территории Российской Федерации

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

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

ЧЛЕНЫ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

ISSN 2414-5726

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

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

COLLECTION OF PAPERS

№ 2 (24) 2021

Sosnovy Bor

ISSN 2414-5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

Collection of papers. Periodical edition

№ 2 (24) 2021

Published since 2015 The edition is distributed in the Russian Federation

EDITORIAL BOARD

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

MEMBERS OF THE EDITORIAL BOARD

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

FOUNDER:

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

PUBLICATION IS REGISTERED:

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

EDITORIAL OFFICE ADDRESS:

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

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

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

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

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

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

© FNO FSUE “Alexandrov NITI”, 2021

Содержание

Выпуск № 2 (24) 2021

Предисловие главного редактора 7

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

В.Г. Артемов, Л.М. Артемова, А.С. Иванов, А.С. Карпов, В.Г. Коротаев, А.Н. Кузнецов

Развитие алгоритмов комплекса программ САПФИР_95&RC для обоснования нейтронно-физических характеристик реакторов различных типов 9

С.Н. Волкова, Д.В. Бенедиктов, А.В. Вакарин, И.Г. Данилов, А.В. Мицкевич, А.О. Попов, А.В. Ярушина

Разработка, верификация и практическое использование расчётного кода КОРСАР/ЖМТ 25

Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования

А.В. Жижин, А.А. Змитродан, С.Н. Орлов

Влияние кинетики разложения гидразина на массоперенос продуктов коррозии в первом контуре транспортной ЯЭУ 35

Исследование процессов при авариях на объектах атомной энергетики

О.В. Прохоркина, В.Н. Епимахов, А.И. Горшков, А.А. Амосов, В.А. Прокопенко, М.М. Зайцева

Исследование выделения водорода при нагреве образцов сталей с противокоррозионными защитными покрытиями в условиях, приближенных к аварийным 46

В.Б. Гайко, Ю.В. Крюков, Т.В. Ситникова

Анализ возможности автоматизированной оценки величины течи парогенераторов на АЭС с ВВЭР по данным АСРК 59

Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

А.В. Курындин, А.С. Шаповалов, М.Ю. Орлов, А.В. Коршунков

О нормативном регулировании систем вентиляции, важных для безопасности атомных станций 81

Информационные сообщения

Ежегодный конкурс научных и инженерных работ ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»..... 88

Информация для авторов

Правила подачи материалов в редакцию 90

Требования к оформлению и содержанию статей 90

Contents

Issue № 2 (24) 2021

Chief editor's foreword 7

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

V.G. Artemov, L.M. Artemova, A.S. Ivanov, A.S. Karpov, V.G. Korotayev, A.N. Kuznetsov

Development of solution algorithms in the SAPFIR_95&RC program package for calculation of neutronic characteristics of different reactors 9

S.N. Volkova, D.V. Benediktov, A.V. Vakarin, I.G. Danilov, A.O. Popov, A.V. Mitskevich and A.V. Yarushina

Development, verification and application of the KORSAR/LMR computer code 25

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

A.V. Zhizhin, A.A. Zmitrodan, S.N. Orlov

Influence of hydrazine decomposition kinetics on mass transfer of corrosion products in propulsion reactor primary coolant 35

Research of accidents in nuclear

O.V. Prohorkina, V.N. Epimahov, A.I. Gorshkov, A.A. Amosov, V.A. Prokopenko, M.M. Zaitseva

Study of hydrogen release on heating steel samples protected by anti-corrosive coatings under realistic accident conditions 46

V.B. Gaiko, Yu.V. Kriukov, T.V. Sitnikova

Analysis of Possibility for Automated Assessment of VVER Steam Generator Leak Rate Using ARMS Measurements 59

Environmental impact of nuclear facilities

A.V. Kuryndin, A.S. Shapovalov, M.Y. Orlov, A.V. Korshunkov

On regulatory control of ventilation systems important to safety of nuclear power plants 81

Information messages

Competition in research and engineering studies at FSUE "Alexandrov Research Institute of Technology" 88

Information for authors

Submission procedure 90

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

Предисловие главного редактора
Chief editor's foreword

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

В рубрике **«Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ»** публикуются статьи **«Развитие алгоритмов комплекса программ САПФИР_95&RC для обоснования нейтронно-физических характеристик реакторов различных типов»** и **«Разработка, верификация и практическое использование расчётного кода КОРСАР/ЖМТ».** В статьях представлены результаты работ по модернизации базовой версии комплекса программ «САПФИР_95&RC» и созданию специализированной версии расчетного кода КОРСАР/ЖМТ для расчета нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реакторов различных типов.

В рубрике **«Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования»** публикуется статья **«Влияние кинетики разложения гидразина на массоперенос продуктов коррозии в первом контуре транспортной ЯЭУ»**. Представленные в статье данные свидетельствуют о влиянии дозирования гидразина в теплоноситель первого контура транспортной ЯЭУ на увеличение выхода продуктов коррозии в теплоноситель, что способствует усилению массопереноса продуктов коррозии и повышению эффективности их удаления из контура на штатных средствах очистки.

В рубрике **«Исследование процессов при авариях на объектах атомной энергетики»** публикуются статьи, посвященные анализу факторов, влияющих на безопасность эксплуатации АЭС с ВВЭР в режиме нормальной эксплуатации и при возникновении аварийных ситуаций.

В статье **«Исследование выделения водорода при нагреве образцов сталей с противокоррозионными защитными покрытиями в условиях, приближенных к аварийным»** приведены результаты анализа образцов противокоррозионных покрытий, используемых для стальной защитной оболочки реактора ВВЭР-1200, на соответствие требованиям безопасности из-за выделения водорода при их нагревании в аварийных режимах.

В статье **«Анализ возможности автоматизированной оценки величины течи парогенераторов на АЭС с ВВЭР по данным АСРК»** обсуждается эффективность используемых на АЭС методов радиационного контроля для раннего обнаружения и корректной оценки величины течи теплоносителя первого контура в парогенераторы.

Приводятся сведения о вновь разработанных отечественных радиометрах-спектрометрах, применимых для раннего обнаружения и оценки величины течи теплоносителя первого контура на АЭС с ВВЭР.

В рубрике **«Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду»** публикуется статья **«О нормативном регулировании систем вентиляции, важных для безопасности**

атомных станций» с результатами анализа национальной системы нормативного регулирования систем вентиляции АЭС, важных для безопасности, а также международных подходов, применяемых при проектировании и эксплуатации вышеуказанных систем. Предложенные авторами статьи направления совершенствования существующих требований к системам вентиляции АЭС, позволят гармонизировать отечественные и международные подходы к регулированию безопасности систем вентиляции АЭС и, как следствие, повысить безопасность за счет проектных решений и организационных мер по их эксплуатации.

В рубрике **«Информационные сообщения»** представлены итоги ежегодного конкурса научных и инженерных работ, проводимого в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» ко дню рождения основателя института академика Анатолия Петровича Александрова, приведена краткая характеристика научных и инженерных работ, занявших призовые места.

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

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

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

УДК 621.039.51:004.415 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_9

Развитие алгоритмов комплекса программ САПФИР_95&RC для обоснования нейтронно-физических характеристик реакторов различных типов

В.Г. Артемов, Л.М. Артемова, А.С. Иванов, А.С. Карпов, В.Г. Коротаев, А.Н. Кузнецов

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

Аннотация

Представлены направления модернизации программ САПФИР_95 и RC базовой версии комплекса программ САПФИР_95&RC, предназначенного для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов различных типов как транспортного назначения, так и ВВЭР АЭС.

Разработан модуль расчета выгорания с расширенным набором изотопов для программы расчета нейтронно-физических характеристик ячеек реактора САПФИР_95. Для новой версии программы, получившей название САПФИР_РФ, подготовлена многогрупповая библиотека нейтронных констант на основе отечественного банка оцененных ядерных данных РОСФОНД.

В программе RC, предназначенной для расчета нейтронно-физических характеристик реактора, в стационарном и нестационарном варианте отрабатываются алгоритмы решения многогруппового (до 26 групп) уравнения диффузии нейтронов.

В комплексе программ САПФИР_95&RC реализован потвэльный трехмерный метод расчета реактора с использованием распределения выгорания в твэлах, полученного методом восстановления на основе макрорасчета плотности потока нейтронов в активной зоне и микрораспределений в ТВС. Потвэльный расчет отрабатывается для решения как стационарных, так и нестационарных задач. При моделировании нестационарных процессов задача решается в комплексе с теплогидравлическим расчетным кодом КОРСАР. Подготовлен пакет сервисных программ, расширивших возможности комплекса в плане автоматизации подготовки исходных данных и обработки результатов расчетов.

Ключевые слова: ядерный реактор, расчёт нейтронно-физических характеристик, программа для ЭВМ

Development of solution algorithms in the SAPFIR_95&RC program package for calculation of neutronic characteristics of different reactors

V.G. Artemov, L.M. Artemova, A.S. Ivanov, A.S. Karpov, V.G. Korotayev, A.N. Kuznetsov

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

Abstract

The paper presents ways for upgrading algorithms in the SAPFIR_95 and RC programs of the SAPFIR_95&RC package that is intended to calculate neutronic characteristics of reactors of different types including nuclear propulsion reactors and VVERs.

A module for calculation of burnup with an extended set of isotopes in the SAPFIR_95 program, which calculates reactor sub-channel neutronic characteristics, is developed. A multi-group library of neutron constants based on Russia’s ROSFOND evaluated nuclear

data files is prepared for a new version of the program that is named SAPFIR_RF.

Algorithms for steady-state and transient solution of a multi-group (up to 26 groups) neutron diffusion equation are tested in the RC program that is designed to calculate neutronic characteristics of reactor cores.

The SAPFIR_95&RC program package implements a 3D pinwise reactor calculation using the fuel burnup distribution obtained with the reconstruction method based on a macroscopic calculation of the neutron flux density in the reactor core and microscopic distributions in the fuel assemblies. The pinwise approach is tried out in calculations of both steady-state and transient problems. Transient simulations are performed by coupling the SAPFIR_95&RC and the KORSAR thermal-hydraulic computer code.

A utility package is prepared, which enhances the SAPFIR_95&RC capabilities regarding automation of input data preparation and processing of calculation results.

Key words: nuclear reactor, calculation of neutronic characteristics, computer program

Введение

Базовая версия комплекса программ (КП) САПФИР_95&RC включает в себя два основных функциональных блока: программу САПФИР_95 для расчета нейтронно-физических характеристик (НФХ) в ячейках реактора и программу RC для расчета НФХ реактора в целом. Эти программы являются основой, на которой разработаны, верифицированы и аттестованы в Ростехнадзоре различные версии комплекса программ САПФИР_95&RC, предназначенные для конкретных типов ядерных реакторов.

Версия комплекса программ, с наименованием КП САПФИР_ВВР95-RC, аттестована для расчетов реакторов транспортного назначения [1, 2], а версия с наименованием КП САПФИР_95&RC_ВВЭР [3] – для расчетов реакторов типа ВВЭР [4, 5]. Обе указанные версии комплекса программ используются при подготовке нейтронно-физических расчетных моделей для теплогидравлического расчетного кода (РК) КОРСАР/BR [6], аттестованного для обоснования безопасности транспортных реакторов блочной и интегральной компоновки и реакторов типа ВВЭР [7].

Необходимость развития базовой версии КП САПФИР_95&RC связана с внедрением новых технических решений в перспективных проектах реакторных установок (РУ) транспортного назначения с тепловым, промежуточным и быстрым спектром нейтронов, также реакторов типа ВВЭР. Задачи обеспечения высоких требований к точности расчета и расширения области применения стимулировали разработчиков развивать исходные методики и алгоритмы, заложенные в программах КП САПФИР_95&RC, для создания универсального комплекса программ, предназначенного для расчетов различных типов реакторов.

1. Модернизация программы САПФИР_95. Программа САПФИР_РФ

Программа САПФИР_95 рассчитывает НФХ ячеек ядерных реакторов и подготавливает малогрупповые константы для уравнения диффузии нейтронов, используемого для последующего расчета реактора в целом. Расчеты по программе САПФИР_95 ведутся на основе многогрупповых библиотек нейтронных констант (МБНК), полученных на основе файлов оцененных ядерных данных (ОЯД). Набор библиотек аттестованной версии программы САПФИР_95, объединенных под наименованием БНАБ 78/С 95, включает в себя библиотеку нейтронных сечений, библиотеку параметров кинетики и библиотеку схем выгорания топлива.

Появление новых зарубежных (ENDF/B –VII [8]) и отечественных (РОСФОНД [9]) ОЯД потребовало обновления МБНК программы САПФИР_95. Необходимость решения такой за-

дачи определяется тем, что, по мнению разработчиков отечественных библиотек ядерных данных [9], ни одна из предыдущих библиотек (анонсированных до библиотеки РОСФОНД) «не может быть рекомендована в качестве полноценной библиотеки, так как каждая из них обладает рядом специфических недостатков, известных разработчикам и требующих детальной обработки и компиляции файлов различных библиотек, что неприемлемо для условий широкого практического применения».

1.1 Подготовка многогрупповых библиотек нейтронных констант

В рамках работ по модернизации программы САПФИР_95 (модернизированная версия получила название САПФИР_РФ) авторами разрабатывается пакет программ для получения МБНК на основе современных ОЯД. Пакет программ является развитием системы подготовки нейтронных констант (СПНК) NJOY-B30 [10]. Основу системы составляют модули программы NJOY [11]. Эти модули осуществляют расчет многогрупповых нейтронных сечений, спектров нейтронов деления и матриц переходов в неупругих процессах.

Формат МБНК программы САПФИР_РФ не изменен [12]: в эпитепловой области энергий нейтронов (выше 1.0 эВ) используется многогрупповое представление системы БНАБ [13], в тепловой области – 40-групповое представление библиотеки ТЕПКОН, подготовленной с помощью программы ТЕРМАС [14]. В области разрешенных резонансов для сечений используется представление обобщённого подгруппового подхода (ОПГ) [15]. Одна из центральных задач системы подготовки нейтронных констант (NJOY-B30) заключается в подготовке подгрупповых параметров в области разрешенных резонансов в соответствии с идеологией ОПГ. Для этого сначала с использованием модуля программы NJOY восстанавливается детальная зависимость сечений от энергии, далее, интегрированием сечений резонансных изотопов по Лебегу, вычисляется распределение вероятности нейтронных сечений в группе; на основе которых формируются подгрупповые параметры. Использование в программах семейства САПФИР [16] модели, сочетающей ОПГ с моделированием переноса нейтронов методом вероятностей первоых столкновений, позволило в ТВС сложной структуры рассчитывать резонансное поглощение более строго, в сравнении с приближением «принципа эквивалентности» резонансного поглощения в гомогенных и гетерогенных средах [17], традиционно используемого в инженерных программах. В тепловой области спектра нейтронов константы подготавливаются по одной из трёх моделей: модели тяжёлого газа, газовой модели или с учётом фононных спектров.

На данном этапе с использованием СПНК NJOY B30 сформированы две библиотеки многогрупповых нейтронных сечений и параметров кинетики: на основе файлов оцененных данных из библиотеки РОСФОНД [18] и вспомогательная, (для тестовых расчетов) на основе файлов библиотеки ENDF/B –VII [19].

При использовании современных библиотек ОЯД для подготовки констант должны быть уточнены и некоторые алгоритмы программ СПНК NJOY B30. Программа САПФИР_95 использует модельный спектр нейтронов деления. В новой версии программы (САПФИР_РФ) необходимо отработать алгоритмы подготовки констант с учетом реального спектра нейтронов основных делящихся нуклидов. Необходимо также разработать вспомогательные программные средства, которые позволят максимально автоматизировать процесс подготовки многогрупповых библиотек, сделав его стандартным этапом подготовки расчетной модели конкретного реактора.

1.2 Схема выгорания топлива, реализованная в программе САПФИР_РФ

Схема выгорания представляет собой специализированную библиотеку ядерных данных, в которой описаны цепочки взаимных нуклидных превращений из-за радиоактивного распада

и нейтронных реакций, приведены выходы осколков деления, постоянные радиоактивных распадов, нейтронные сечения для расчета скоростей реакций и энерговыделение для делящихся актинидов.

В схеме выгорания программы САПФИР_95 явно учитывалось около 40 осколков деления, вносящих наибольший вклад в эффекты отравления и шлакования реактора. Все остальные осколки представлялись в виде одного, так называемого, эффективного осколка. Такой подход [20, 21] широко применялся во многих отечественных и зарубежных программах нейтронно-физического расчета. Он позволяет с удовлетворительной точностью рассчитывать изменение интегральных НФХ ячеек определенного типа реактора в процессе выгорания. Параметры эффективного осколка, используемые в программе САПФИР_95, получены для водо-водяных реакторов с тепловым спектром нейтронов. Для реакторов с промежуточным и быстрым спектром нейтронов требуется проводить специальные расчетные исследования по разработке и обоснованию аналогичного алгоритма. Кроме того, приближение эффективного осколка не позволяет рассчитать концентрации всего многообразия нуклидов выгорающего топлива.

В то же время, требования к детализации нуклидного состава топлива важны, в частности, в задачах по определению радиационной обстановки при авариях с разгерметизацией твэлов, в задачах по контролю состояния твэлов в процессе эксплуатации, а также в послереакторных исследованиях облученного топлива, выгружаемого из активной зоны.

Переход на современные оцененные ядерные данные позволил учесть практически все нуклиды, важные для практических задач обоснования безопасности. В новой версии программы САПФИР_РФ модернизирована библиотека схем выгорания и алгоритм расчета изменения нуклидного состава топлива в процессе выгорания [22], который явным образом позволяет рассчитывать концентрации и сечения поглощения осколков деления и младших актиноидов, не используя приближение эффективного осколка деления. Схема выгорания новой версии программы САПФИР_РФ включает около 400 осколков деления. В качестве исходных данных (микросечения, выходы продуктов деления, скорости распадов и др.) использованы файлы библиотек ОЯД РОСФОНД [18].

Для облегчения создания схем выгорания топлива была разработана специальная программа, которая вошла в СПНК программы САПФИР_РФ. Эта программа позволяет формировать схемы выгорания с учетом спектра нейтронов конкретного типа реактора.

В настоящее время проводится верификация алгоритмов выгорания этой программы на тестах, охватывающих область применения программы при расчете НФХ различных типов реакторов.

1.3 Модернизация программы САПФИР_РФ для выполнения расчетов нейтронно-физических характеристик в параллельном режиме

Обоснование активных зон для проектируемых РУ основывается на многовариантных расчетах по выбору оптимальных топливных загрузок. Для расчета конкретной загрузки готовится библиотека малогрупповых констант на основе серии расчетов нейтронно-физических характеристик различных ячеек реактора при вариации параметров состояния. Процедура подготовки библиотеки малогрупповых констант с использованием ЭВМ занимает продолжительное время, поскольку требует выполнения расчетов нескольких тысяч вариантов. В целях ускорения подготовки библиотеки малогруппывых констант программа САПФИР_РФ модернизирована для проведения расчетов на многопроцессорных ЭВМ в режиме параллельных вычислений.

Спектральные расчеты характеристик ячеек выполняются в два этапа. На первом этапе на

основе решения уравнения переноса нейтронов рассчитывается изменение концентраций изотопов в процессе выгорания топлива при некоторых базовых параметрах состояния ячеек. На основе полученных концентраций изотопов в определенных точках по кампании производится расчет вариаций состояния ячеек при изменении температур топлива, плотностей теплоносителя, концентраций борного поглотителя и наличия (отсутствия) поглощающих элементов (ПЭЛ) в рассчитываемой кассете. На этом этапе количество рассчитываемых состояний может достигать нескольких тысяч. Расчет отдельных состояний осуществляется независимо, что позволяет рассчитывать их на отдельных процессорах с записью получаемых диффузионных характеристик в отдельные бинарные файлы для каждого процессора.

Для реализации параллельного расчета вариаций состояния ячеек в программу внесены изменения, касающиеся ввода исходных данных и организации записи в бинарные архивы получаемых диффузионных характеристик. Перед расчетом формируется файл, в котором заданы исходные данные для расчета всех требуемых вариаций состояния ячеек. Каждый процессор при расчете обращается к этому файлу и использует исходные данные для расчета той вариации, которую ему нужно рассчитать. Данная схема расчета реализована с использованием библиотеки MPI (Message Passing Interface). Для сбора, обработки результатов расчетов и формирования библиотеки малогрупповых диффузионных констант для реакторных расчетов разработаны специальные сервисные программы, которые включены в модернизированный комплекс программ.

Результаты тестирования алгоритма параллельных вычислений показали, что при использовании от 30 до 100 ядер многопроцессорной ЭВМ, ускорение расчетов в сравнении с последовательными расчетами при подготовке полного набора нейтронно-физических характеристик для одной загрузки реактора типа ВВЭР-1000 составляет ~ 10-20 раз, соответственно.

2. Развитие алгоритмов программы RC

Программа RC используется для расчета НФХ реакторов в целом. В комплексах программ, аттестованных в Ростехнадзоре России для расчета нейтронно-физических характеристик транспортных реакторов [2] и ВВЭР [5], используется двухгрупповое приближение уравнения диффузии нейтронов. Расчет потвэльного энерговыделения основывается на методе суперпозиции микрораспределения потока нейтронов в ТВС и макрораспределения птока по реактору в целом (далее «метод суперпозиции»). Микрораспределения потока рассчитываются с использованием программы САПФИР_95 на основе решения уравнения переноса на бесконечной решетке ТВС методом вероятности первого столкновения (ВПС), а изменения макропотока по активной зоне рассчитываются по программе RC в двухгрупповом диффузионном приближении с 24-мя узлами конечно-разностной сетки на ячейку ТВС.

Универсальные алгоритмы программы RC позволили реализовать на современных производительных ЭВМ более детальные схемы расчета НФХ реакторов при моделировании стационарных и нестационарных режимов работы.

2.1 Увеличение числа энергетических групп

В новой версии комплекса программ САПФИР_РФ&RC максимальное число групп увеличено до 26, из которых 3 тепловых. При подготовке расчетной модели для конкретного типа реактора проводятся расчетные исследования по выбору целесообразного числа групп. Для реакторов с тепловым и промежуточным спектром нейтронов отрабатывается схема расчетов с 6-ю группами (3 тепловых и 3 эпитепловых). Это позволяет более точно моделировать энергетическую зависимость потока нейтронов в реакторах с кипением теплоносителя и для ТВС на границе активной зоны и отражателя. При подготовке расчетных моделей для реакторов с быстрым спектром нейтронов число групп выбирается в диапазоне от 18 до 24.

2.2 Развитие алгоритмов расчета потвэльного энерговыделения

2.2.1 Метод суперпозиции

В новой версии КП САПФИР_РФ&RC метод суперпозиции доработан и верифицируется в рамках многогрупповой версии программы RC с более детальной (96 узлов на ячейку ТВС) конечно-разностной сеткой. Этот метод наиболее эффективен при математическом моделировании реакторов, ячейки которых имеют сложную конструкцию, включающую, например, канал с твэлами и выгорающими поглотителями разных типов и межканальное пространство, в котором располагаются стержни органов регулирования (ОР). Метод суперпозиции обеспечивает оперативный расчет потвэльного энерговыделения при приемлемой точности получаемых результатов. Благодаря этому он успешно используется в КП САПФИР_95&RC_ВВЭР и для расчёта характеристик активных зон с кассетной структурой ВВЭР. Однако, он имеет ограничения. В частности, такой подход не может корректно учесть влияние конструкционных особенностей элементов бокового отражателя на энерговыделение в твэлах на границе активной зоны.

2.2.2 Комбинированный потвэльный метод расчета энерговыделения

В обзоре ФБУ «НТЦ ЯРБ» [23] о состоянии программных средств (ПС), используемых для нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов, отмечалось, что при обосновании отечественных проектов ВВЭР существует потребность в проведении полномасштабных потвэльных трехмерных расчетов НФХ реактора в процессе выгорания топлива. С учетом этого для дальнейшего повышения точности расчета потвэльных характеристик и контроля погрешности этих расчетов в комплексе программ САПФИР_95&RC реализована возможность решения уравнения диффузии нейтронов на конечно-разностной сетке, соответствующей решетке твэлов в активной зоне.

Прямой потвэльный метод расчета плотности потока нейтронов (ППН) в реакторе использует решение уравнения диффузии на мелкой сетке, соответствующей шагу решетки твэлов, что требует значительных ресурсов ЭВМ, затрачиваемых на расчет одного состояния реактора. У прямого потвэльного метода есть и более существенный недостаток, связанный с методической погрешностью расчета диффузионного приближения при моделировании выгорания твэгов. Поэтому в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР предложена и реализована «комбинированная» схема расчета [24]. Результаты расчёта потвэльного выгорания методом суперпозиции используются в качестве входных данных для проведения расчета микрополей энерговыделения на мелкой сетке. Схема расчета комбинированным методом показана на рис. 1.

Рис. 1. Схема комбинированного метода расчета потвэльного энерговыделения

На основе расчета энерговыделения методом суперпозиции рассчитываются распределения температуры топлива и плотности теплоносителя, которые также являются входными данными при расчете распределений потвэльного энерговыделения прямым методом на мелкой сетке. Такой подход позволяет оперативно проводить уточняющие трехмерные расчеты потвэльного энерговыделения одновременно в нескольких точках кампании в параллельном режиме, эффективно используя возможности многопроцессорных ЭВМ.

Малогрупповые константы микроячеек вычисляются на основе спектральных расчетов решеток ТВС программой САПФИР_95 одновременно для всех типов микроячеек рассчитываемой ТВС. Константы элементов бокового отражателя рассчитываются также с использованием программы САПФИР_95. Элементы отражателя моделируются шестигранными микроячейками с учетом его конструкционных особенностей. На основе такого подхода разработана и аттестована в Ростехнадзоре программа САПФИР_95&RC_micro [25], которая включена в новый комплекс программ. В настоящее время проводится верификация алгоритмов комбинированного метода в составе модернизированной версии комплекса программ САПФИР_РФ&RC.

При реализации комбинированного метода расчета потвэльного энерговыделения разработан пакет вспомогательных программ [26], который обеспечивает подготовку исходных данных для проведения расчетов, обработку и представление результатов расчетов.

3. Сопряженный нейтронно-физический и теплогидравлический потвэльный расчет

Технология нестационарного сопряженного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета характеристик активных зон РУ в потвэльном приближении реализована в комплексе программ КОРСАР-RC. Основой программной реализации этого комплекса является системный теплогидравлический расчетный код (РК) КОРСАР [27], на базе которого подготовлен компонент, выполняющий нестационарный теплогидравлический расчет. В качестве компонента, выполняющего нейтронно-физический расчет, используется нестационарная версия программы RC (программа RCkin), в которой реализованы оба метода расчета потвэльного энерговыделения. Обе программы имеют собственные (согласованные) файлы входных данных и запускаются параллельно на отдельных ядрах многопроцессорной ЭВМ. В процессе решения задачи обмен данными между процессами осуществляется с помощью стандарта MPI.

На рис. 2 представлена схема обмена информацией между нейтронно-физической и теплогидравлической программами.

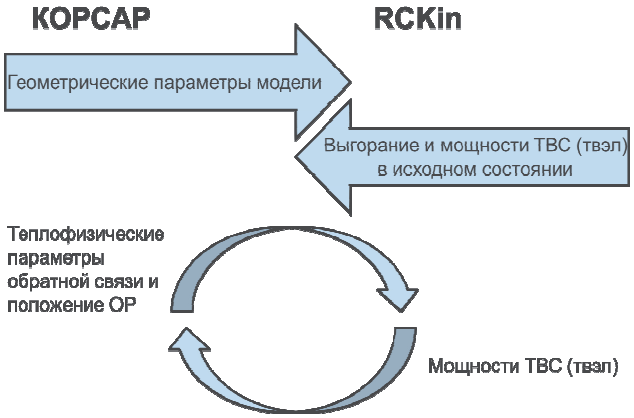

Рис. 2. Схема обмена информацией между программами комплекса КОРСАР-RC в сопряженном нейтронно-физическом и теплогидравлическом расчете

В ходе совместного теплогидравлического и нейтронно-физического расчета вначале (до старта основного расчетного цикла) осуществляется согласование параметров исходного состояния по распределению начальной мощности ТВС (с выделением доли остаточного тепловыделения) и распределению выгорания (необходимого для расчета энерговыделения в RCkin и температуры топлива в РК КОРСАР). Данные распределения являются входными параметрами, полученными из квазистационарного нейтронно-физического расчета с учетом предыстории работы РУ. Далее в процессе расчета на каждом временном шаге обмен информацией производятся циклически. Теплогидравлическая программа передает в нейтронно-физическую программу полученные теплофизические параметры обратной связи и положение ОР, а нейтронно-физическая программа вычисляет мощности ТВС (твэл) и передает их в ТГ программу.

При моделировании теплогидравлики ТВС предусматривается два уровня детализации: эквивалентный – для основной части ТВС активной зоны и поячейковый – для ТВС, выбранных для потвэльного моделирования. В первом случае на каждом временном шаге теплогидравлического расчета в нейтронно-физический модуль передаются средние для ТВС значения плотности теплоносителя, концентрации борной кислоты и температуры топлива. Для выделенных ТВС выполняется теплогидравлический расчет в поячейковом приближении, с учетом влияния на теплофизические параметры потвэльного распределения энерговыделения.

4. Апробация новых алгоритмов

Процесс верификации и валидации является достаточно трудоемким, но необходимым этапом разработки программных средств, используемых для обоснования безопасности РУ. Полная матрица верификации комплекса программ включает различные типы тестов для оценки погрешности спектральной программы САПФИР_95 и всего комплекса САПИР_95&RC при моделировании экспериментов на действующих ЯЭУ и энергоблоках АЭС [28, 29, 30]. В настоящее время ведутся работы по верификации и подготовке к аттестации модернизированного комплекса программ. Ниже, в качестве примера, приведены результаты тестирования отдельных новых алгоритмов, описанных выше.

4.1 Оценка влияния ядерных данных

В данном разделе приведены результаты тестовых расчетов, выполненных по программам САПФИР_95 и САПФИР_РФ, иллюстрирующие влияние ядерных данных на результаты расчетов НФХ ячеек водо-водяных реакторов.

В табл. 1 приведены результаты расчетов коэффициента размножения k_∞ для типичной микроячейки реактора PWR с урановым и MOX - топливом по программам, использующим различные библиотеки ядерных данных (JEF 2.2, ENDF/B VII, JENDL 3.2, ENDF/B-VI).

Описание тестовых задач этого известного международного теста и результаты расчетов, полученные с использованием известных отечественных (UNK) и зарубежных (APOLLO-2, WIMS7A, SRAC95, MVP, WIMS_IPPE, MCNP) программ взяты из работ [31, 32]. В качестве реперных приняты результаты расчетов по программам MCNP (VII), использующей данные ENDF/B-VII.

Приведенные данные показывают, что и для уранового, и для MOX-топлива наблюдается тенденция увеличения k_∞ для ячеек при использования новых оценок ядерных данных РОСФОНД и ENDF/B-VII. При сопоставлении с инженерными программами, результаты расчетов для которых приведены в таблице, обе версии САПФИР_95.1 дают результаты, не выходящие за крайние значения, полученные по известным инженерным программам.

Таблица 1

Результаты расчетов коэффициентов размножения k_∞

Программа (библиотека ОЯД)	**Тип ячейки**			
	UOX_3.7	**MOX_4.3**	**MOX_7.0**	**MOX_8.7**
APOLLO-2 (JEF-2.2)	1.3271	1.1371	1.1619	1.1756
WIMS7A (JEF-2.2)	1.3221	1.1320	1.1575	1.1718
SRAC95 (JENDL-3.2)	1.3230	1.1415	1.1688	1.1837
MVP (JENDL-3.2)	1.3320	1.1399	1.1647	1.1786
UNK (ENDF/B-VI)	1.3275	1.1330	1.1563	1.1694
WIMS_IPPE (FOND-2.2)	1.3258	1.1381	1.1562	1.1693
MCNP (ENDF/B-VII)	**1.3315**	**1.1420**	**1.1679**	**1.1824**
Среднее значение	***1.3270***	***1.1377***	***1.1619***	***1.1758***
САПФИР_95.1 (БНАБ-78/С-95)	1.3258	1.1363	1.1608	1.1740
САПФИР_РФ (ENDF/B-VII)	1.3313	1.1409	1.1658	1.1796
САПФИР_РФ (РОСФОНД)	**1.3318**	**1.1431**	**1.1680**	**1.1817**
Отклонение САПФИР_РФ/MCNP	**0.02%**	**0.08%**	**-0.01%**	**-0.07%**

Результаты расчетов с библиотекой РОСФОНД близки к реперным результатам, полученным по программе MCNP с ОЯД из библиотеки ENDF/B-VII, и превышают значения, полученные с библиотекой БНАБ-78/С-95.

4.2 Тестирование сопряжённой потвэльной модели КОРСАР-RC

Схема сопряжённого потвэльного расчета продемонстрирована на тестовой задаче «Benchmark Rostov 2» [33], представляющей собой переходный режим, в котором постепенное уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе компенсируется периодическим погружением рабочей группы.

В исходном состоянии начальная мощность установки составляла 2083.7 МВт (69.5 %$N_{ном}$). Реактор был стационарно отравлен ^{135}Xe. Рабочая десятая группа ОР СУЗ находилась в положении 84.4 % от низа активной зоны, остальные группы ОР – извлечены из активной зоны. Динамический процесс был инициирован и далее поддерживался разбавлением борной кислоты в теплоносителе первого контура. Вводимая в активную зону положительная реактивность компенсировалась периодическим погружением десятой группы ОР СУЗ с шагом, примерно равным 14 см. Очередное погружение группы ОР СУЗ начиналось при достижении электрической мощностью турбогенератора исходного значения, что обеспечивало поддержание мощности в интервале не более ± 2 % $N_{ном}$. К 60-ой минуте процесса рабочая группа находилась в положении 32 %.

Данный режим выполнен на втором энергоблоке Ростовской АЭС при энерговыработке

36.38 эфф. суток. Потвэльный расчет выгорания до момента начала динамического режима выполнен методом суперпозиции в квазистационарном приближении на основе среднесуточного графика нагрузки энергоблока №2 Ростовской АЭС. На этапе квазистационарного расчета был подготовлен архив с распределением выгорания в твэлах активной зоны для дальнейшего прямого потвэльного моделирования динамического режима с использованием сопряженной модели КП КОРСАР-RC. Кроме этого, квазистационарная модель использовалась также для вычисления критической концентрации борной кислоты в первом контуре в переходном режиме.

При моделировании переходного режима с помощью КП КОРСАР-RC поддержание заданной мощности установки при снижении концентрации борной кислоты также, как и в натурном эксперименте, осуществлялось перемещением рабочей группы. Погружение группы ОР СУЗ начиналось при достижении тепловой мощностью значения 72 % $N_{ном}$. Результаты имитации данного режима приведены на рис. 3.

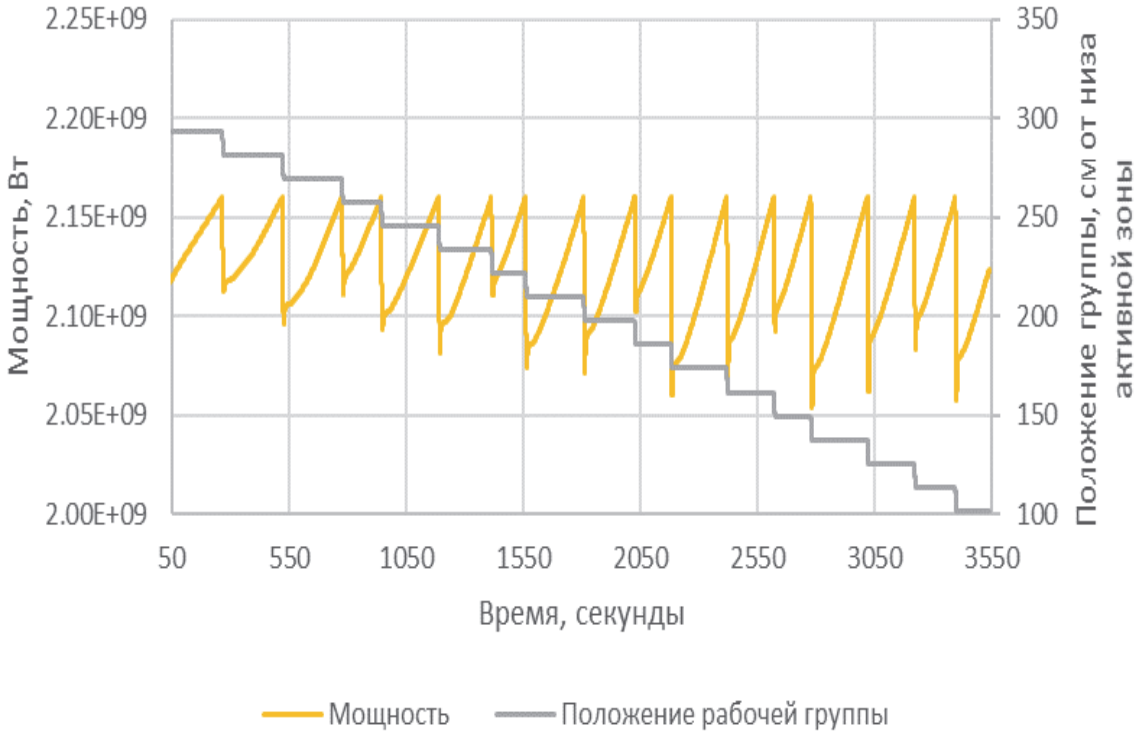

Рис. 3. Сопряженный расчет КОРСАР-RC. Результаты моделирования мощности активной зоны

На рис. 4 и 5 приведены результаты расчета распределений энерговыделения в ТВС активной зоны в начале и конце указанного режима в сравнении с экспериментальными данными.

Для выделенной группы кассет (см. рис. 5) на рис. 6 и 7 показано распределение относительной мощности твэлов рассчитанных комбинированным методом в начале (t = 90 секунд от начала) и конце (t = 3500 секунд от начала) режима.

Изменение поканального и потвэльного энерговыделения в этом режиме происходит вследствие перемещения стержней рабочей группы. Характер изменения потвэльного энерговыделения во времени при перемещении стержней рабочей группы иллюстрируют результаты расчета энерговыделения в центральном (№2) и периферийном (№287) твэлах ТВС №112, приведенные на рис. 8. Также на рис. 8 приведены результаты расчета энерговыделения для твэлов №327, №297 ТВС №124 и твэлов 317, 287 ТВС № 113. Расположение твэлов указано на рис. 6 и 7.

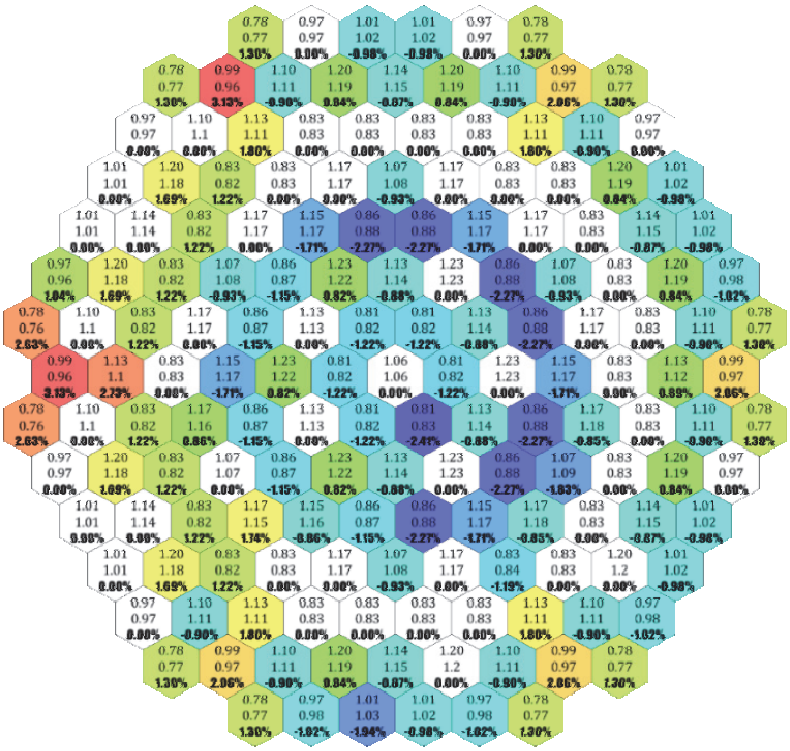

Рис. 4. Распределение относительного энерговыделения в ТВС активной зоны (расчет/эксперимент/отклонение). Начало режима, Н10 = 84.4 %

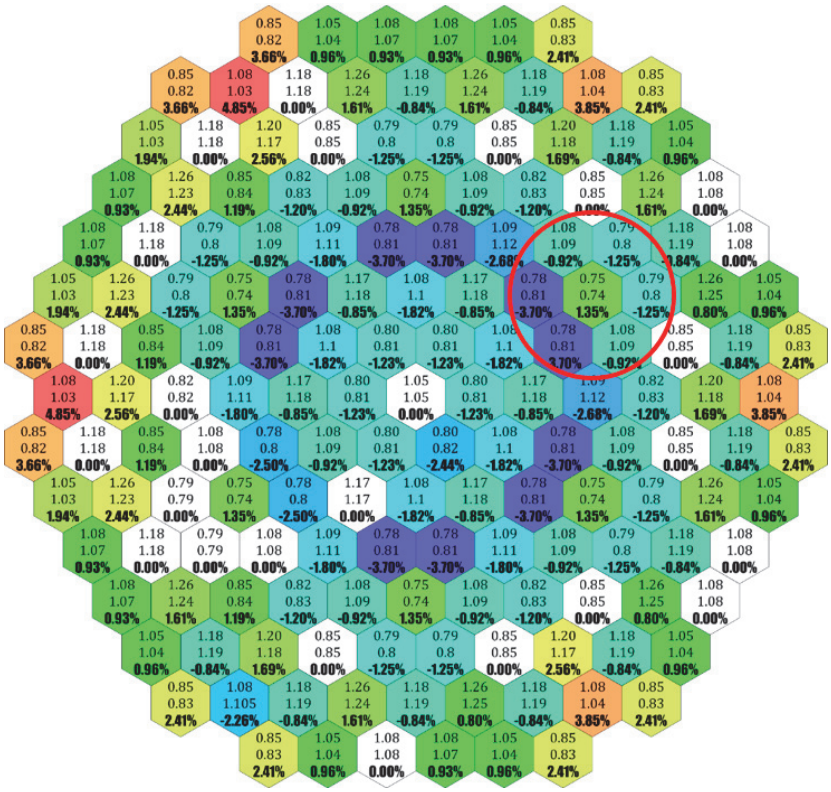

Рис. 5. Распределение относительного энерговыделения в ТВС активной зоны (расчет/эксперимент/отклонение). Конец режима, Н10 = 32.4 %

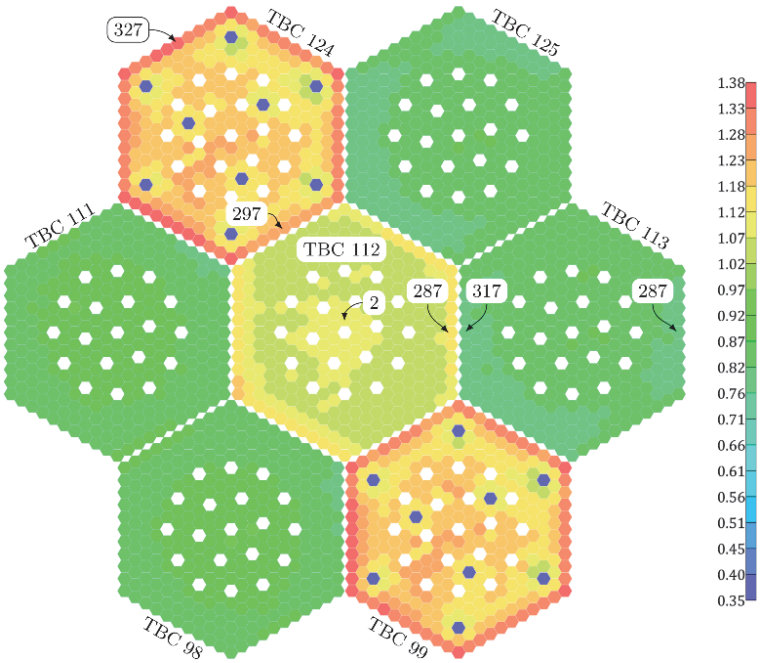

Рис. 6. – Относительное энерговыделение в твэлах выделенной группы кассет в начале режима (t=90 с)

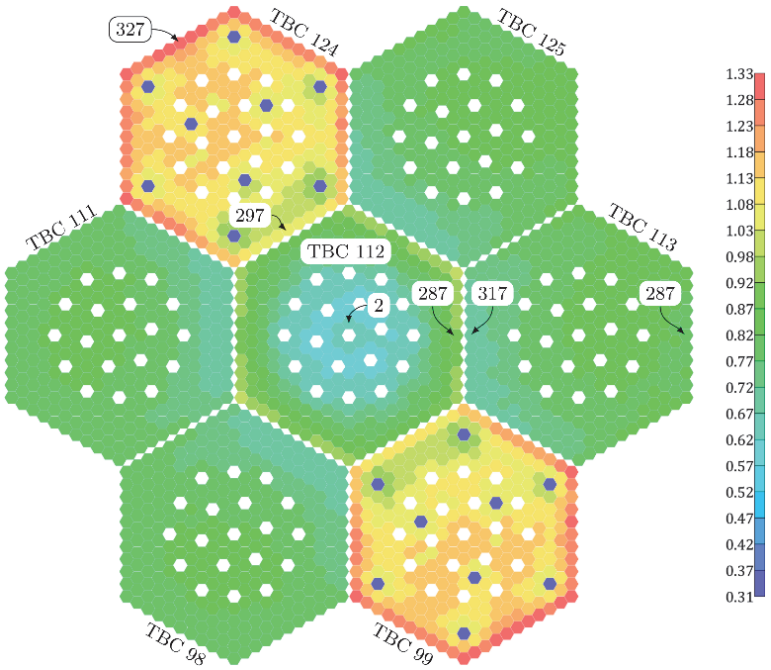

Рис. 7. Относительное энерговыделение в твэлах выделенной группы кассет в конце режима (t=3500 с)

Изменение поканального и потвэльного энерговыделения в этом режиме происходит вследствие перемещения стержней рабочей группы. Характер изменения потвэльного энерговыделения во времени при перемещении стержней рабочей группы иллюстрируют результаты расчета энерговыделения в центральном (№2) и периферийном (№287) твэлах ТВС №112, приведенные на рис. 8. Также на рис. 8 приведены результаты расчета энерговыделения для твэлов №327, №297 ТВС №124 и твэлов 317, 287 ТВС № 113. Расположение твэлов указано на рис. 6 и 7.

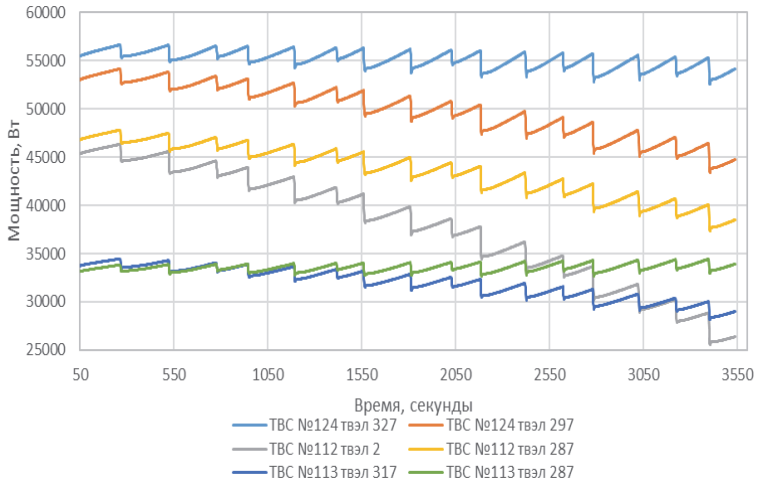

Рис. 8. Результаты расчета изменения мощности твэлов

Аналогичные расчеты потвэльного энерговыделения были выполнены по программе КОРСАР-RC с использованием метода суперпозиции.

На рис. 9 и 10 представлено отклонение результата расчета потвэльного энерговыделения в кассете №112 методом суперпозиции от расчета комбинированным методом, который в данном случае принят в качестве реперного.

В начале и в конце режима (с извлеченными и введенными ПЭЛ, соответственно) результаты расчетов распределения потвэльного энерговыделения, полученные двумя методами, близки. Среднеквадратичное отклонение в состоянии с введенными стержнями ПЭЛ (рис. 10) составило 1.2 %, что незначительно превышает среднеквадратичное отклонение для исходного состояния (0.9 %), в котором неравномерность поля энерговыделения существенно меньше. Отработанную на модели ВВЭР схему сопряженного расчета КОРСАР-RC предполагается использовать и для других типов реакторов.

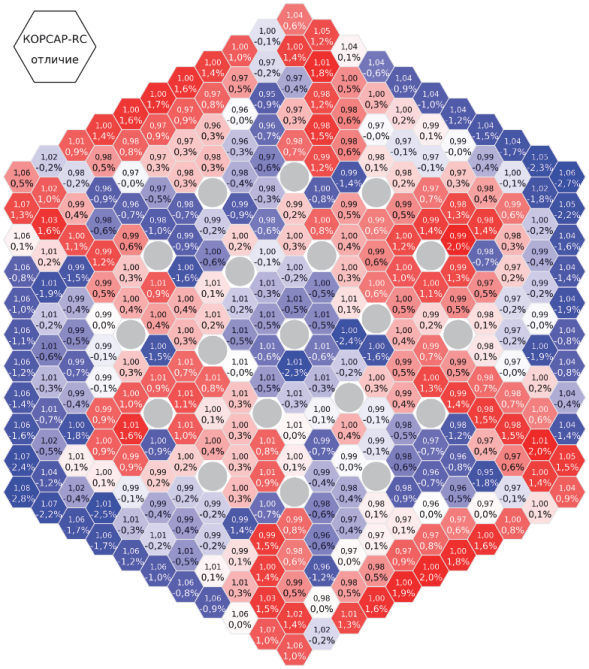

Рис. 9. Отклонения результатов расчетов распределений потвэльного энерговыделения, полученных методом суперпозиции и комбинированным методом в кассете №112 в начале режима (с извлеченными ПЭЛ)

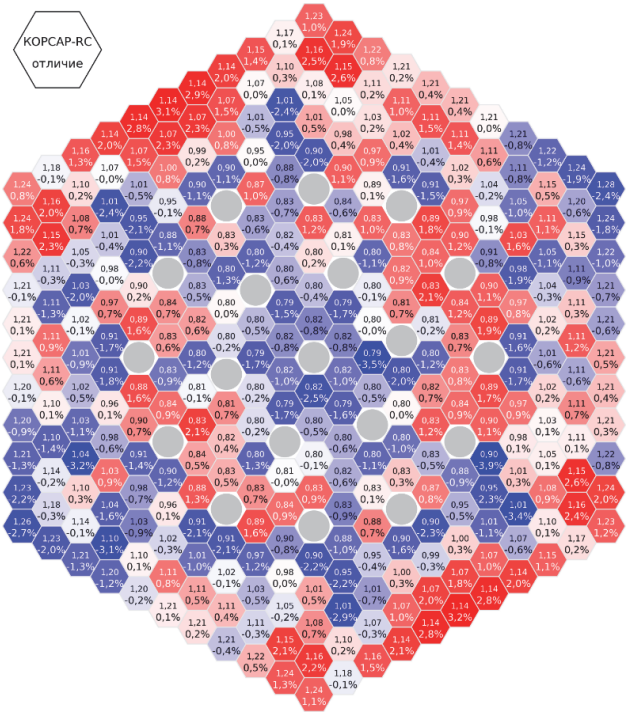

Рис. 10. Отклонения результатов расчетов распределений потвэльного энерговыделения, полученных методом суперпозиции и комбинированным методом в кассете №112 в конце режима (с погруженными ПЭЛ)

Заключение

Комплекс программ САПФИР_95&RC после аттестации в Ростехнадзоре более двадцати лет успешно используется для обоснования нейтронно-физических характеристик транспортных реакторов и реакторов типа ВВЭР, а также для подготовки нейтронно-физических моделей при анализах безопасности с использованием РК КОРСАР. С учетом этого, он принят за основу для развития и создания универсального комплекса программ следующего поколения с расширением области применения для новых типов РУ транспортного назначения и ВВЭР АЭС. Развитие комплекса программ САПФИР_95&RC связано, в первую очередь, с использованием современных алгоритмов оценок ядерных данных, а также с повышением детальности описания диффузии нейтронов в реакторе.

Литература

1. Программа САПФИР_ВВР95 с библиотекой констант БНАБ 78/С 95: аттестационный паспорт ПС № 260 от 23.09.2009. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
2. Комплекс программ САПФИР_ВВР95-RC: аттестационный паспорт ПС № 261 от 23.09.2009. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
3. Создание комплекса программ для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР / В.Г. Артемов, Л. М. Артемова, А. В. Ельшин, А. С. Иванов, А. С. Карпов, А. В. Пискарев, В. К. Сергеев, Ю. П. Шемаев // Технологии и системы обеспечения жизненного цикла ядерных установок: сборник научных трудов. – СПб.: Изд-во «Менделеев», 2007. - Вып. 5.
4. Программа расчета нейтронно-физических характеристик ячеек реакторов САП-

ФИР_95.1: аттестационный паспорт ПС №290 от 16.12.2015. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.

5. Программа расчета нейтронно-физических характеристик реактора. САПФИР_95&RC_ВВЭР: аттестационный паспорт № 388 от 16.02.15 г. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
6. Программный комплекс КОРСАР/BR для расчетов в обоснование безопасности реакторов блочной и интегральной компоновки реакторов ВВЭР / Р.Д. Филин, Ю.А. Мигров, В.Г. Коротаев [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: научно технический сборник. – 2015. - №2(2). - С. 6-14.
7. Программное средство КОРСАР/BR: аттестационный паспорт ПС № 355 от 17.04.2014. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
8. Data Formats and Procedures for Evaluated Nuclear Data File ENDF/B VI and ENDF/B VII. Report Brookhaven National Laboratory NCS 44945 05 Rev. 2005
9. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных ядерных данных/ Забродская С. В. [и др.] // ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. – 2007. - Вып. 1 2. - С. 3-21.
10. Карпов А.С. Система подготовки многогрупповых констант для делящихся материалов на основе оцененных ядерных данных в пакете САПФИР / А.С. Карпов, В.В. Тебин // Материалы X Международного семинара по проблемам физики реакторов. - Москва, 1997.
11. R.E. MacFarlane etc., NJOY 87.0, Los Alamos National Laboratory Memo T 2 L10991.
12. Иванов А.С. Модернизация нейтронных библиотек и программы САПФИР_95, предназначенной для расчёта ячеек реактора / А.С. Иванов, А.С. Карпов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2018. - Вып. 1. - С. 27-34.
13. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля. - М.: Энергоатомиздат, 1981.
14. Гомин Е.А. Комплекс ТЕРМАК для расчета групповых сечений в области термализации / Е.А. Гомин, Л.В. Майоров // ВАНТ. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. - 1982. Вып. 5(27). - С.70-23.
15. Тебин В.В. Обобщенный подгрупповой подход к расчету резонансного поглощения / В.В. Тебин, М.С. Юдкевич // Атомная энергия. – 1985. - Т. 59, вып. 2. – С. 96-101.
16. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора / В.В. Тебин, В.В. Обухов, В.К. Сергеев, А.С. Иванов [и др.] // ВАНТ. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1985. - Вып. 4. - С. 68-71.
17. Белл Д. Теория ядерных реакторов / Д. Белл, С. Глесстон. - М.: Атомиздат, 1974.
18. Энциклопедия нейтронных данных РОСФОНД. Полный пакет обоснования отбора оценок / ФГУП ГНЦ РФ Физико-энергетический институт. - Обнинск, 2006
19. Data Formats and Procedures for Evaluated Nuclear Data File ENDF/B VI and ENDF/B VII. Report Brookhaven National Laboratory NCS 44945 05 Rev. 2005.
20. Галанин А.Д. Аппроксимация поглощения нейтронов продуктами деления одним эффективным осколком // Атомная энергия. – 1981. - Т. 50, Вып. 1. – С. 3-6.
21. The United-Kingdom approach to the calculation of burn-up in thermal reactors. Proceedings of a panel on reactor burn-up physics. 12-16 July 1971, IAEA, Vienna, 1973, pp. 95-110.

22. Карпов А.С. Модернизация схемы выгорания топлива в программе САПФИР_95 // Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ: научно-технический сборник. - Сосновый Бор: ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». -2015. - № 1 (1). - С. 62-68.

23. Попыкин А.И. О состоянии и разработке кодов расчета реакторов ВВЭР и быстрых реакторов // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики «Нейтроника-2012»: сборник докладов. - Обнинск, 2013. – С. 458-463.

24. Комбинированный метод расчета потвэльного энерговыделения в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР / В.Г. Артёмов, А.С. Иванов, А.Н. Кузнецов, Ю.П. Шемаев // ВАНТ. Серия: ядерно-реакторные константы. – 2014. – Вып. 3. – С. 85–89.

25. Программа САПФИР_95&RC_micro: аттестационный паспорт ПС № 496 от 19.12.2019. - Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.

26. Программные средства для подготовки расчетных моделей и анализа полученных результатов расчетов потвэльного энерговыделения в комплексе программ САПФИР_95&RC_ВВЭР / В.Г. Артемов, Л.М. Артемова, А.Н. Кузнецов, П.А. Михеев // Материалы МНТК-2017, ОАО ОКБ «Гидропресс», Подольск 2017. – URL: http://www.gidropress.podolsk.ru/files/ proceedings/ mntk2017/autorun/article92-ru.htm.

27. Мигров Ю.А. Разработка, отладка и тестирование третьей базовой версии РК КОРСАР/В3 в обеспечение расчетов динамики РУ с учетом влияния неконденсирующихся газов / Ю.А. Мигров, Ю.В. Юдов // Отчет: рег. № Т-1142. - НИТИ, 2002.

28. Verification and Validation of Core Analysis Code System SAPFIR_VVR95-RC / V. Artemov, A. Elshin, A. Ivanov, A. Karpov, V. Obukhov, A. Piskarev Yu. Shemaev // International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology, New York, 5-8 October, 1998.

29. Development of neutronic models for two types of reactors based on the SAPFIR package of universal algorithms / V. Artemov, A. Elshin, A. Ivanov, A. Karpov, V. Obukhov, Yu. Shemaev, V. Tebin, T.A. Parish [et al.] // Safety Issues Associated with Plutonium Involvement in the Nuclear Fuel Cycle, NATO Science Series. - Dis-armament Technologies Kluwer Academic Publisher. – 1999. - Vol. 23. – P. 159-172.

30. Обоснование точности нейтронно-физического расчета в расширенной области допустимых значений параметров ВВЭР при работе энергоблоков на повышенном уровне мощности / В.Г. Артемов, Л.М. Артемова, Р.Э. Зинатуллин, А.С. Иванов, А.Н. Кузнецов, А.В. Пискарев, Ю.П. Шемаев, К. Ю. Куракин, А.Н. Тихомиров, М.В. Фатеев // Материалы МНТК-2013 / ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, 2013. – URL: http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article146-ru.htm.

31. LWR MOX Benchmark Calculations Using the BARS Code / S. Akimushkin, A. Avvakumov, V. Malofeev, A. Roslykov // NSIRNRKI 90-12/1-12-01, Moscow, 2001.

32. Benchmark Calculations of Power Distribution within Fuel assemblies, NEA/NSC/DOC(2000) 3 November 2000.

33. EGMPEPV BENCHMARK “ROSTOV-2” / M. Avramova, A. Denisenko, M. Denisova, P. Gordienko, K. Ivanov, S. Nikonov, I. Pasichnyk, B. Shumskiy, R. Sizov, K. Velkov // 27th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. Germany, Munich. 17-20 Oct 2017

УДК: 532.542:004.415 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_25

Разработка, верификация и практическое использование расчётного кода КОРСАР/ЖМТ

С.Н. Волкова, Д.В. Бенедиктов, А.В. Вакарин, И.Г. Данилов, А.В. Мицкевич, А.О. Попов, А.В. Ярушина

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

Аннотация

Представлена разработка специализированной версии расчетного кода КОРСАР/ЖМТ для обоснования безопасности проектируемых ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем.

Представлена методика расчета теплогидравлических процессов в циркуляционных контурах и системы замыкающих соотношений. Приведены примеры локальной верификации и валидации расчетного кода по результатам испытаний ядерной энергетической установки на стенде-прототипе КМ-1 в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

Ключевые слова: ядерные энергетические установки с жидкометаллическим теплоносителем, расчётный код КОРСАР/ЖМТ, расчетная модель, верификация, валидация.

Development, verification and application of the KORSAR/LMR computer code

S.N. Volkova, D.V. Benediktov, A.V. Vakarin, I.G. Danilov, A.O. Popov, A.V. Mitskevich and A.V. Yarushina

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

Abstract

The advanced KORSAR/LMR code version is developed for safety assessment of new nuclear reactor designs with a liquid metal as a coolant.

The procedure for calculation of the thermal-hydraulic phenomena in the coolant circuits and system of closure relations is described. Examples of the code local verification and validation against experiment data from the KM-1 naval reactor prototype plant at FSUE “Alexandrov NITI” are given.

Key words: liquid metal cooled reactor system, KORSAR/LMR computer code, simulation model, verification, validation.

Введение

Одной из приоритетных задач Госкорпорации «Росатом», решаемых в ближайшее время, является создание ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ). Применение новых конструкторских и технических решений уже на этапе технического проектирования требует расчетного обоснования безопасности режимов нор-

мальной эксплуатации, режимов с нарушением нормальной эксплуатации и аварийных режимов, включая течи оборудования первого и второго контуров и межконтурные течи.

Для выполнения данной задачи в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в период 2019 – 2020 годов была разработана и верифицирована специализированная версия расчётного кода (РК) КОРСАР/ЖМТ, обеспечивающая расчет безопасности реакторных установок (РУ) со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ). Разработка осуществлялась на основе РК КОРСАР/В3 (свидетельство о регистрации программы для ЭВМ в Роспатенте № 2009614930), предназначенного для обоснования безопасности РУ и энергоблоков с водяным теплоносителем.

При разработке РК КОРСАР/ЖМТ особое внимание уделялось адекватному моделированию межконтурной течи с учетом попадания парогазовых пузырей в контур сплава, их транспорта и накопления в объемах циркуляционного контура.

Основные характеристики РК КОРСАР/ЖМТ:

1) Применяемые виды теплоносителей:
   - вода и водяной пар;
   - эвтектический сплав свинец-висмут (свинец 44.5 %, висмут 55.5 %);
   - неконденсирующиеся газы – водород (H_2), гелий (He), азот (N_2), кислород (O_2).

2) Область применения по температуре сплава:
   - от температуры плавления $T_{ПЛ}$ = 398.15 K до температуры кипения T_S = 1944 K.

3) Область применения ограничена режимами, не связанными с разрушением твэлов и других конструкционных элементов оборудования и не приводящими к изменению проточной части оборудования.

Особенностью РК КОРСАР/ЖМТ является возможность одновременного расчета нескольких циркуляционных контуров с различными теплоносителями, связанных между собой через теплопроводящие конструкции.

Методика расчета теплогидравлических процессов в циркуляционных контурах

При расчетном обосновании безопасности реакторных установок с ЖМТ особое место занимают аварийные режимы с разрывом трубок парогенераторов (ПГ). Поскольку теплоносителем второго контура является вода, а давление второго контура значительно выше давления первого контура, в этих режимах пароводяная смесь попадает в жидкий металл.

В соответствии с этим была выполнена модификация численной схемы двухжидкостной модели РК КОРСАР [1] для учета взаимодействия ЖМТ, в общем случае, с парогазовой средой (ПГС).

Допущения модели:

1) В жидкометаллический теплоноситель первого контура паровая или парогазовая среда может поступать только от внешнего источника, в частности, в результате аварий, связанных с разгерметизацией трубок ПГ.

2) Компонентами теплогидравлической модели являются ЖМТ и, в общем случае, парогазовая смесь.

3) Температура паровой фазы выше температуры насыщения при парциальном давлении пара.

4) Массообмен между ЖМТ и ПГС отсутствует, моделируется только теплообмен между ними и трение между компонентами.

5) Учитывается смесь четырех инертных газовых компонентов в любой комбинации: водород (H_2), гелий (He), азот (N_2) и кислород (O_2).

В соответствии с принятыми допущениями уравнения сохранения массы и энергии компонент записываются в консервативной форме (в их записи индекс p обозначает произвольную компоненту: p = f – для ЖМТ, p = g – для парогазовой смеси):

– уравнения сохранения массы:

$$\frac{\partial(\varphi_p \cdot \rho_p)}{\partial \tau} + \frac{1}{A} \cdot \frac{\partial}{\partial z}(\varphi_p \cdot \rho_p \cdot W_p \cdot A) = R_{m,p}. \quad (1)$$

– уравнения сохранения энергии:

$$\frac{\partial(\varphi_p \cdot \rho_p \cdot h_p)}{\partial \tau} + \frac{1}{A} \cdot \frac{\partial}{\partial z}(\varphi_p \cdot \rho_p \cdot h_p \cdot W_p \cdot A) - \varphi_p \cdot \left[\frac{\partial P}{\partial \tau} + W_p \cdot \frac{\partial P}{\partial z}\right] = R_{e,p} \quad (2)$$

Уравнения сохранения количества движения компонент записываются в неконсервативной форме:

$$\varphi_p \cdot \rho_p \cdot \frac{\partial W_p}{\partial \tau} + \varphi_p \cdot \rho_p \cdot W_p \cdot \frac{\partial W_p}{\partial z} + \varphi_p \cdot \frac{\partial P}{\partial z} = R_{mom,p}. \quad (3)$$

В уравнениях (1)-(3):

φ, h, P, W – неизвестные переменные системы: объемная доля фаз, удельная энтальпия фаз, давление, скорости фаз, соответственно;

τ – время;

z – координата;

A – площадь проходного сечения;

ρ – плотность;

$R_{m,p}$, $R_{e,p}$, $R_{mom,p}$ – источниковые члены.

Очевидно, что

$$\varphi_f + \varphi_g = 1. \quad (4)$$

Первые члены уравнений в системе отражают изменение массы, энергии и скорости фаз по времени в каждой точке пространства, вторые члены с производными по координате описывают конвективный перенос соответствующей величины. Выражения в квадратных скобках в уравнениях сохранения энергии моделируют работу сил сжатия, а третий член в уравнениях сохранения количества движения – поверхностные силы давления.

Источниковые члены $R_{m,p}$, $R_{e,p}$ характеризуют изменение массы, энергии фаз вследствие подвода массы и энергии от внешнего источника, а также межфазного теплообмена и теплообмена со стенками каналов. Источниковый член $R_{mom,p}$ в правой части уравнений (3) характеризует интенсивность взаимодействия фаз за счет межфазного трения и интенсивность механического взаимодействия (трения) фаз со стенками каналов (включая потери давления на местных сопротивлениях) и объемные силы.

Источниковые члены $R_{m,p}$, $R_{e,p}$, $R_{mom,p}$ (обобщённо R_p), в основном, являются алгебраическими функциями неизвестных переменных и за исключением отдельных случаев не содержат производных:

$$R_p = R_p\left(\rho_p, \varphi_p, h_p, W_p\right). \tag{5}$$

Для замыкания системы уравнений (1) - (3) добавляются термодинамические соотношения:

$$\rho_f = \rho_f(h_f), \tag{6}$$

$$\rho_g = \rho_g\left(P, h_g\right). \tag{7}$$

Методика расчета замыкающих соотношений теплогидравлической модели

Система замыкающих соотношений теплогидравлической модели основывается на картах режимов течения и теплообмена. Жидкометаллический теплоноситель в основных энергетических и переходных режимах можно рассматривать как однофазную жидкость, и, таким образом, карта режимов течения ограничивается однофазной областью. При возникновении межконтурной течи необходимо рассматривать двухфазную область течения, в которой, в общем случае, могут реализовываться режимы течения от однофазной жидкости до однофазного газа, например, с потерей уровня ЖМТ в расчетной ячейке.

Карта режимов течения двухфазного теплоносителя в вертикальном канале принята одномерной, содержащей пузырьковый, пенно-турбулентный режимы течения, режим течения однофазного газа, включая режим вертикальной стратификации, и переходные области между ними. Карта режимов течения в вертикальном канале приведена на рис. 1.

Рис. 1. Карта режимов течения теплоносителя в вертикальных каналах

На рис. 1: $\varphi_{B\text{-}CT}$, $\varphi_{CT\text{-}B}$, φ^1_{SM}, φ^2_{SM} – граничные объемные газосодержания, при которых происходит переход от одного режима течения к другому.

При моделировании пнимаются следующие значения граничных газосодержаний:

$$\varphi_{B\text{-}CT} = 0.3; \tag{8}$$

$$\varphi_{CT\text{-}B} = 0.5; \tag{9}$$

$$\varphi^1_{SM} = 0.999; \tag{10}$$

$$\varphi^2_{SM} = 1 - 10^{-6}; \tag{11}$$

В соответствии с принятой картой режимов течения карта режимов теплообмена со стенкой включает в себя конвективный теплообмен ЖМТ со стенкой и конвективный теплообмен газа со стенкой. Карта режимов теплообмена со стенкой приведена на рис. 2, где φ^2_{SM} – граничное газосодержание, при котором происходит переход от одного режима теплообмена к другому.

Рис. 2. Карта режимов теплообмена со стенкой

На основании принятых карт режимов течения и теплообмена производится выбор соответствующих корреляций по взаимодействию фаз со стенками канала и между собой. Применяемые для ЖМТ корреляции, в основном, основаны на зависимостях для водяного теплоносителя, однако некоторые зависимости учитывают специфику жидкометаллического теплоносителя. Так на основании теории подобия было получено, что для жидких металлов зависимость для расчета теплообмена на стенке имеет вид Nu = f(Pe), где Nu – *критерий Нуссельта*, Pe = Re·Pr – *число Пекле*, Re – *число Рейнольдса*, Pr – *число Прандтля.* Вид функции f(Pe) определяется формой проточной части канала и степенью чистоты металла.

Также была модернизирована методика расчета межфазного трения в пузырьковом режиме течения. В отличие от принятой в базовой версии РК КОРСАР [3] модели потока дрейфа, она основана на обобщении эмпирических зависимостей коэффициента межфазного трения от числа Рейнольдса, полученных на различных экспериментальных стендах с использованием тяжелого жидкого металла в качестве теплоносителя и газа в качестве второй компоненты.

Принятая методика основывается на модификации соотношения для расчёта коэффициента межфазного трения λ_i, предложенного в работе Clift [2]:

$$\lambda_i = \left(\frac{24}{\mathrm{Re_b}} \cdot \left(1 + 0.15 \cdot \mathrm{Re_b}^{0.687}\right) + \frac{0.42}{1 + 42500 \cdot \mathrm{Re_b}^{-1.16}} \right), \qquad (12)$$

где $\mathrm{Re_b}$ – число Рейнольдса, определенное по диаметру пузыря.

Модификации произведены на основании обработки данных ряда экспериментов по изучению межфазного трения при течении двухфазного потока газ – жидкий металл в различных условиях и с различными режимами течения на установках [4]: HESTIA (Япония), CIRCE (Италия), Satyamurthy (Индия), HESTIA 2 (Япония).

На рис. 3 представлены результаты моделирования экспериментов, проведенных на данных установках, с использованием модифицированной зависимости (12) - (а), оригинальной зависимости (12) - (б) и по зависимостям, используемым для водяного теплоносителя в базовой версии РК КОРСАР [3] - (в).

Применение модифицированной зависимости для λ_i обеспечивает приемлемое согласование результатов математического моделирования с экспериментальными данными.

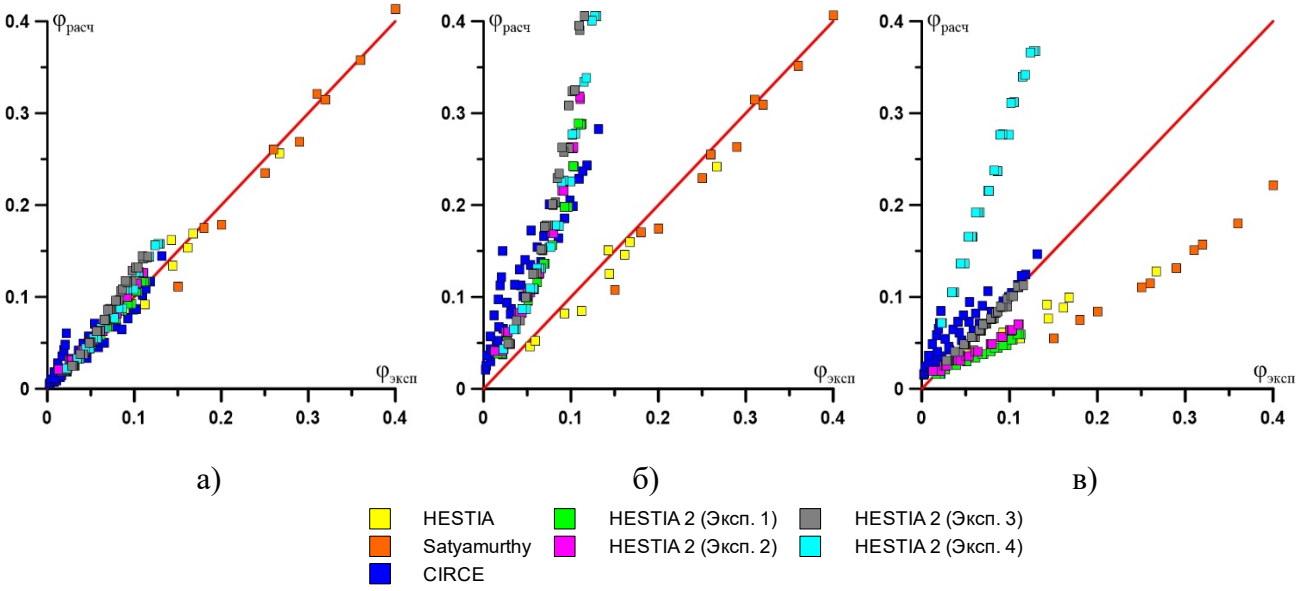

Рис. 3. Сравнение результатов расчетов и экспериментальных данных

Верификация и валидация расчётного кода КОРСАР/ЖМТ

Применяемые для обоснования безопасности объектов ядерной энергетики расчетные коды должны пройти процедуру верификации и валидации по результатам экспериментов на локальных и интегральных стендах и последующую аттестацию программного средства в Ростехнадзоре. Для валидации РК КОРСАР/ЖМТ использовались следующие локальные и интегральные стенды; HELIOS (Южная Корея), TALL (Швеция), THEADES (Германия), NACIE (Италия), LIFUS5 (Италия), стенды ИТ СО РАН, НПО ЦКТИ (СССР) [4].

В качестве примера локальной валидации представлены эксперименты, проведенные на стенде Института Теплофизики СО РАН по впрыску инертного газа в канал, заполненный сплавом Розе (висмут 50 %; свинец 25 %; олово 25 %).

Схема стенда приведена на рис. 4. Стенд состоял из вертикально расположенного рабочего участка, системы подвода газа с регулирующими вентилями и клапаном, время открытия которого управлялось при помощи программируемого контроллера. Непосредственно перед клапаном находился баллон объёмом 3 дм^3 с газом при постоянном рабочем давлении. Старт эксперимента происходил при подаче управляющего сигнала на открытие электромагнитного клапана. Рассматривались эксперименты с длительностью впрыска газа 50 мс и 100 мс.

Сопоставление полученных расчетных данных с экспериментальным изменением давления в контролируемой точке по датчику 1 для эксперимента с временем впрыска газа 50 мс показано на рис. 5, а для эксперимента с временем впрыска газа 100 мс – на рис. 6.

Из рис. 5 и рис. 6 видно достаточно хорошее согласование расчета с экспериментом, как по периоду, так и по амплитуде возникающих колебаний давления в канале.

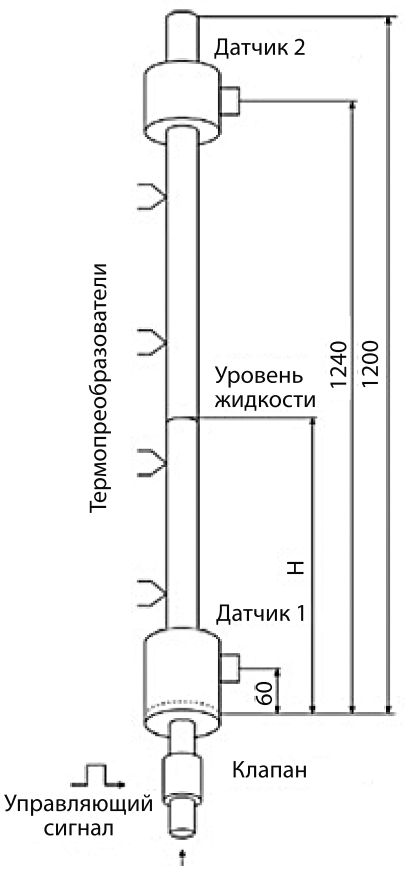

Рис. 4. Схема экспериментального стенда

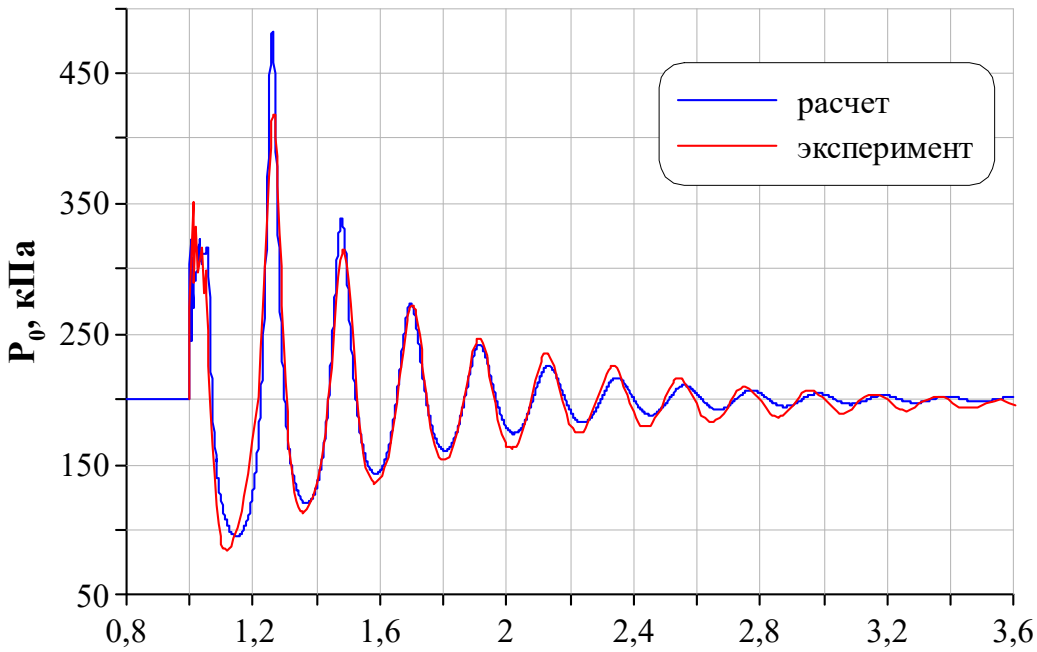

Рис. 5. Сопоставление расчетного и экспериментального изменения давления в контролируемой точке для эксперимента со временем впрыска 50 мс

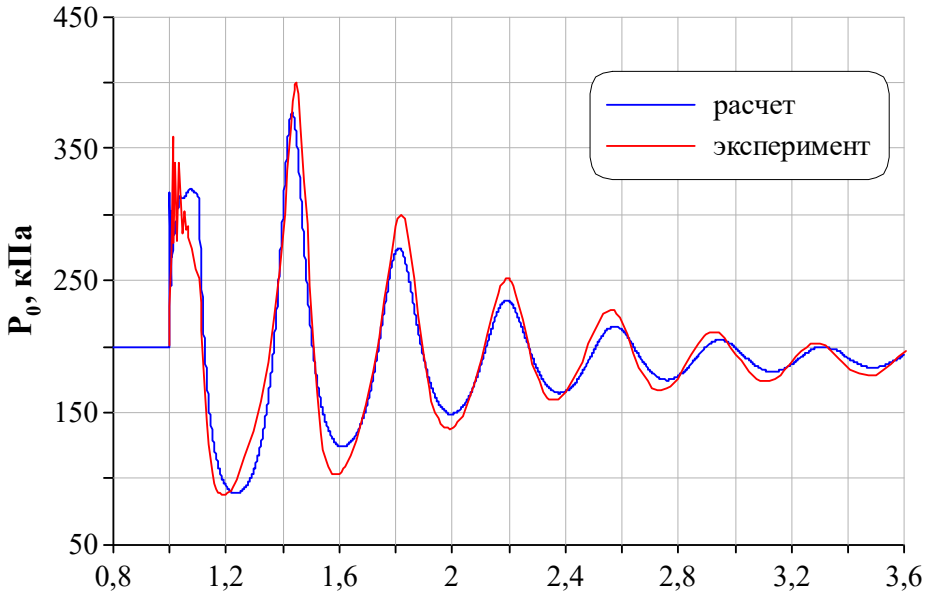

Рис. 6. Сопоставление расчетного и экспериментального изменения давления в контролируемой точке для эксперимента со временем впрыска 100 мс

Наиболее представительная валидация РК КОРСАР/ЖМТ осуществлялась по результатам испытаний, проведенных в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в кампании испытаний (с 1978 г. по 1986 г.) на стенде-прототипе КМ-1 с ядерной энергетической установкой и свинцово-висмутовой эвтектикой в качестве теплоносителя. Была разработана расчетная модель динамики паропроизводящей установки стенда КМ-1 и на основе базы верификационных данных проведены расчеты стационарных и динамических режимов работы установки [5].

Сопоставление расчетных и экспериментальных значений температуры сплава на входе и выходе из реактора и температуры перегретого пара для стационарных состояний установки при работе трех, двух и одной петель теплообмена (ПТО) на различных уровнях мощности представлено на рис. 7, 8 и 9, соответственно.

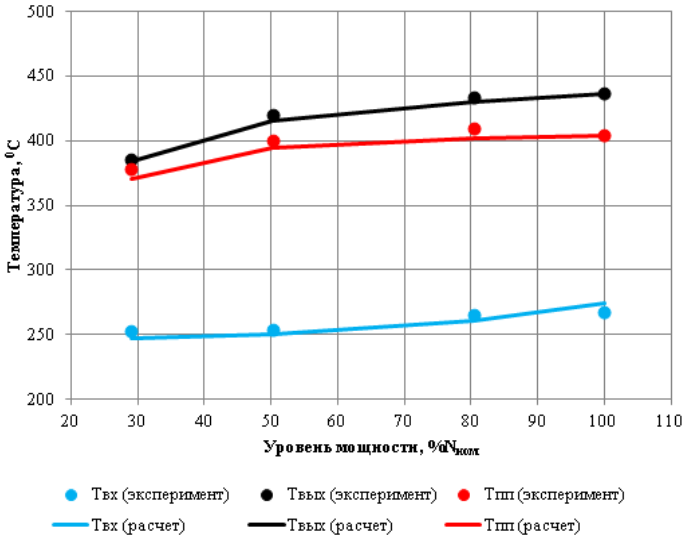

Рис. 7. Сопоставление результатов расчета и эксперимента (3 ПТО)

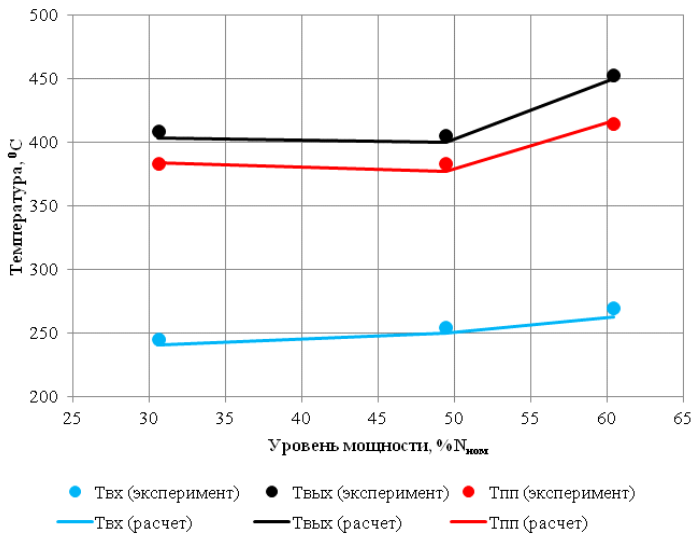

Рис. 8. Сопоставление результатов расчета и эксперимента (2 ПТО)

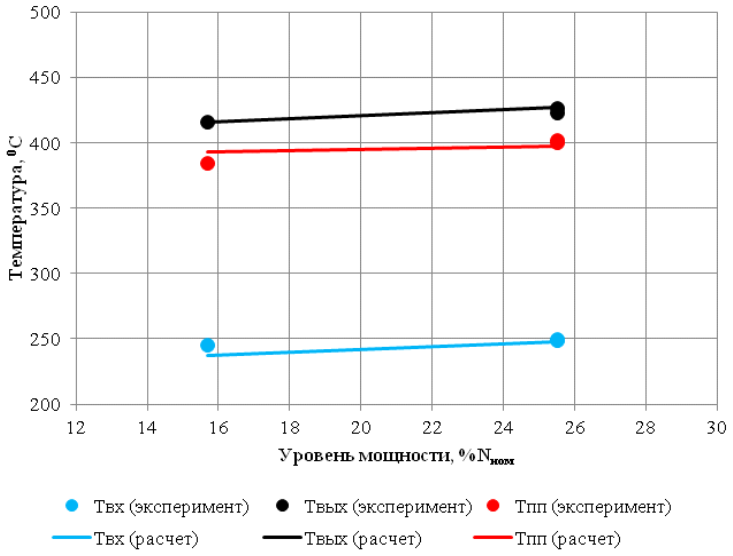

Рис. 9. Сопоставление результатов расчета и эксперимента (1 ПТО)

Практическое применение работы

С использованием разработанной специализированной версии РК КОРСАР/ЖМТ выполнен расчетный анализ запроектных аварий для проектируемой ЯЭУ со свинцово-висмутовой эвтектикой в качестве теплоносителя. Результаты данного анализа включены в соответствующий раздел технического обоснования безопасности (ТОБ) проектируемой ЯЭУ с СВТ. В качестве запроектных аварий рассматривались следующие аварийные сценарии:

- разгерметизация оборудования первого контура, включая разрыв трубки парогенератора на испарительном и пароперегревательном участках;
- течь корпуса реактора;
- разрыв трубопроводов второго контура полным сечением на различных участках циркуляционного контура;
- наличие дополнительных отказов оборудования при рассмотрении данных аварий по основному сценарию.

По результатам расчетного анализа обоснована безопасность ЯЭУ с ЖМТ в авариях данного типа и даны рекомендации по алгоритмам управления авариями.

Выводы

Разработана специализированная версия расчетного кода КОРСАР/ЖМТ, позволяющая осуществлять совместное моделирование контуров с водяным и жидкометаллическим теплоносителями, включая моделирование межконтурных течей.

Представлено краткое описание методик расчета теплогидравлических процессов в циркуляционных контурах в двухжидкостном приближении (жидкая фаза – свинцово-висмутовая эвтектика, газовая фаза - парогазовая смесь) и системы замыкающих соотношений теплогидравлической модели.

Выполнена валидация РК КОРСАР/ЖМТ по результатам экспериментальных данных, полученных на локальных и интегральных стендах. Полученные результаты свидетельствуют об адекватном моделировании кодом явлений и процессов в контурах с ЖМТ.

Комплексная валидация РК КОРСАР/ЖМТ выполнена на основе экспериментальных данных, полученных и обобщенно представленных в базе верификационных данных стенда-прототипа КМ-1, эксплуатировавшегося в «НИТИ им. А.П. Александрова».

Для проектируемой ЯЭУ с СВТ на основе РК КОРСАР/ЖМТ выполнены расчеты запроектных аварий в обеспечение разработки технического обоснования безопасности реакторной установки.

Литература

1. Разработка специализированной версии РК КОРСАР/ЖМТ. Описание математических моделей: отчет о НИР; Рег. № Т-4438 / ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». - 2020.
2. Clift R. The motion of particles in turbulent gas steam / R. Clift, W.H. Gauvin // British Chemical Engineering. – 1971. - № 16. - P. 229.
3. КОРСАР/В1.1. Теплогидравлический расчетный код. Методика расчета замыкающих соотношений и отдельных физических явлений контурной теплогидравлики: НТО; Инв. № Т-1029. – ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», 2001.
4. Верификация РК КОРСАР/ЖМТ на основе локальных и интегральных экспериментов (этап 1): НТО; Рег. № Т-4646. - ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», 2020 .
5. Численное моделирование экспериментов установки КМ-1 на основе РК КОРСАР/ЖМТ: НТО; Рег. № Т-4490. - ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», 2020.

УДК 621.039.534 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_35

Влияние кинетики разложения гидразина на массоперенос продуктов коррозии в первом контуре транспортной ЯЭУ

А.В. Жижин, А.А. Змитродан, С.Н. Орлов

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

Аннотация

В статье рассмотрены процессы разложения гидразина в теплоносителе первого контура транспортной ЯЭУ на остановленном реакторе. Кинетика реакции разложения и состав образующихся продуктов зависят от соотношения вкладов радиолитического и термолитического механизмов. На основе экспериментальных данных определена скорость радиолитического разложения гидразина, которая находится в диапазоне 10-20 мг/(л·ч) и зависит от энереговыработки активной зоны. Вклад термолиза может достигать 25% и более при температуре теплоносителя выше 200 °С независимо от энерговыработки активной зоны.

Экспериментально установлено влияние дозирования гидразина на увеличение выхода продуктов коррозии в теплоноситель первого контура транспортной ЯЭУ, что способствует усилению массопереноса продуктов коррозии и повышению эффективности удаления их из контура на штатных ионообменных фильтрах.

Ключевые слова: теплоноситель первого контура, гидразин, термолиз, радиолиз, аммиак, водород, азот, кинетика разложения гидразина.

Influence of hydrazine decomposition kinetics on mass transfer of corrosion products in propulsion reactor primary coolant

A.V. Zhizhin, A.A. Zmitrodan, S.N. Orlov

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

Abstract

The paper analyzes the effects of hydrazine decomposition in the primary coolant of a shutdown propulsion reactor. The decomposition reaction kinetics and inventory of the reaction products depend on the contributions of radiolytic and thermal decomposition mechanisms. Using experiment data, the rate of radiolytic hydrazine decomposition is determined to be within 10-20 mg/(L·h) and a function of core power. The contribution of thermolysis can amount to 25 % and higher percentage at coolant temperatures above 200 °C and whatever core power.

Experiments have shown that hydrazine addition increases release and mass transfer of corrosion products in the coolant, resulting in improved efficiency of corrosion product removal from the propulsion reactor primary system by ion exchange filters.

Key words: primary coolant, hydrazine, thermolysis, radiolysis, ammonia, hydrogen, nitrogen, hydrazine decomposition kinetics.

Введение

Применение гидразина в тепловой и атомной энергетике обусловлено его сильными восстановительными свойствами и предназначено для поддержания водно-химического режима [1, 2].

На ядерных энергетических установках (ЯЭУ) транспортного назначения гидразин дозируется в первый контур с избытком при подпитках первого контура необескислороженной водой [3]. В первую очередь гидразин взаимодействует с гидроксидами и оксидами железа по нижеприведенным реакциям:

$$4Fe(OH)_3 + N_2H_4 \rightarrow 4Fe(OH)_2 + 4H_2O + N_2 \quad (1)$$

$$6Fe_2O_3 + N_2H_4 \rightarrow 4F_3O_4 + N_2 + 2H_2O \quad (2)$$

$$2Fe_3O_4 + N_2H_4 + 4H_2O \rightarrow 6Fe(OH)_2 + N_2 \quad (3)$$

и только после этого взаимодействует с кислородом на основе реакции:

$$O_2 + N_2H_4 \rightarrow N_2 + 2H_2O, \quad (4)$$

скорость которой существенно меньше [1, 2, 4, 5] скорости реакций (1) − (3).

Не прореагировавший по реакциям (1) − (4) избыток гидразина, разлагается преимущественно под воздействием температуры и ионизирующего излучения по реакции:

$$2N_2H_4 \rightarrow 2NH_3 + N_2 + H_2 \quad (5)$$

В работах [6, 7] показано, что уровень разложения гидразина становится значимым только при температурах больших, чем 175 °С. При более низких температурах, которые в большинстве случаев характерны для остановленного реактора, разложение гидразина происходит по радиолитическому механизму. Согласно данным [8] скорость разложения гидразина при поглощенной дозе 0.17 МГр/ч составляет 17 мг/(л·ч).

Взаимодействие гидразина с железом по реакциям (2) − (3), входящим в состав отложений, приводит к их удалению с поверхностей оборудования. Вместе с тем, это способствует созданию устойчивой защитной пленки за счет взаимодействия с оксидами железа как при рабочих параметрах, так и при низких температурах [2, 9].

Целью данной работы являлось проведение экспериментальных исследований для определения кинетики разложения гидразина и изучения его влияния на изменение содержания продуктов коррозии в теплоносителе первого контура транспортной ЯЭУ для повышения эффективности их выведения из контура.

Экспериментальная часть

Исследования по разложению гидразина в первом контуре проводились на полномасштабном стенде-прототипе ЯЭУ с реактором типа КЛТ-40. В теплоноситель первого контура гидразин-гидрат вводили в соответствии с нормативной документацией [3]. При проведении исследований реактор был остановлен, первый контур находился в герметичном состоянии; концентрация кислорода в теплоносителе составляла менее 0.02 мг/л, перед каждым отбором пробы производилось перемешивание теплоносителя центробежными насосами первого контура, ионообменные фильтры при этом были отключены.

Определение концентрации гидразина и аммиака в пробах теплоносителя первого конту-

ра проводили фотометрическим методом на фотоколориметре КФК-3-01-«ЗОМЗ», дополнительно измерение концентрации гидразина осуществлялось йодометрическим титрованием. Измерение водородного показателя проб теплоносителя проводилось потенциометрическим методом. В качестве средства измерения использовался иономер «И-160МИ». Концентрации водорода и азота в теплоносителе измеряли методом газовой хроматографии на приборе Кристалл-2000М, после разделения пробы на жидкую и газовую фазы при снижении давления и температуры в теплоносителе при пробоотборе. Общее газосодержание в пробах теплоносителя определяли объемно-манометрическим методом.

Согласно полученным экспериментальным данным, остаточное содержание газа в пробах теплоносителя после дегазации не превышало 3 % от начального уровня. Состав частиц и их элементный состав определяли методом рентгено-спектрального микроанализа с применением автоэмиссионного растрового электронного микроскопа NovaNanoSEM 450 с приставкой Quantax 400. Перед проведением измерений частицы концентрировали из проб теплоносителя на механическом фильтре с напылением углерода.

Результаты исследования и их обсуждение

Рассмотрим кинетику и соотношение термического и радиолитического механизмов разложения гидразина в первом контуре транспортной ЯЭУ при различных температурах теплоносителя и энерговыработке активной зоны. Экспериментальные данные исходной концентрации гидразина после ввода его в теплоноситель первого контура расхоложенного реактора представлены в табл. 1. Также в табл. 1 приведены параметры теплоносителя – температура и pH, энерговыработка на момент проведения экспериментов и рассчитанные на основе экспериментальных данных скорость разложения гидразина и вклад радиолитического механизма.

Таблица 1

Кинетика и вклад радиолитического механизма в разложение гидразина в теплоносителе первого контура остановленного реактора

Энерговыработка, %	T, °C	Исходная концентрация гидразина, мг/л	Скорость радиолиза гидразина, мг/(л·час)	Вклад радиолитического механизма, %
0	50	22.5	1	100
55	298	37.2	3	30
65	214	28.9	> 7	> 70
90	235	10.9	11	75
90	45	38.0	13	100
120	63	34.0	23	100

Процесс разложения реагента при нулевой энерговыработке и температуре 50 °C объяснялся наведенной активностью оборудования первого контура после предыдущей кампании реактора, так как при данной температуре термолиз протекает медленно [6, 7]. Скорость радиолиза гидразина возрастает с ростом энерговыработки реактора и накоплением в контуре долгоживущих радионуклидов. Средняя мощность дозы в водоохлаждаемых реакторах после нескольких лет эксплуатации составляет ≈ 8 МГр/ч [10].

На соотношение вкладов радиолитического и термолитического механизмов в разложение гидразина в теплоносителе первого контура помимо температуры и уровня энерговыработки

также влияет его исходная концентрация. Чем выше значение концентрации гидразина в теплоносителе, тем больше вклад термолиза в его разложение, что объясняется экспоненциальным видом его кинетической зависимости [2], в отличие от постоянной скорости радиолиза реагента при неизменном уровне ионизирующего излучения.

На рис. 1 приведены экспериментальные результаты (экстраполяция) изменения концентрации гидразина в результате радиолиза при температуре теплоносителя 298°С и энерговыработке 55 % и расчетные при термолизе, полученные по экспоненциальной зависимости с константой скорости k = 0.46 (мин)$^{-1}$ при 300 °С [11]. Из представленных на рис. 1 данных видно, что основным механизмом разложения гидразина при данных условиях является термолитический.

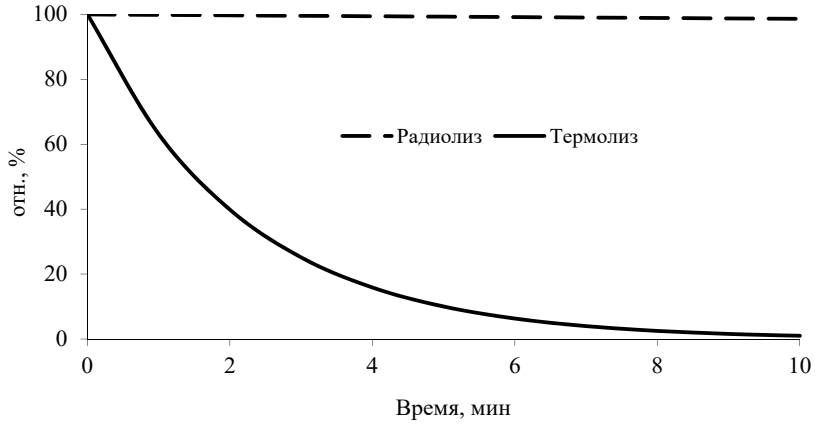

Рис. 1. Кинетические кривые гидразина при радиолизе и термолизе при температуре теплоносителя 300 °С

При сравнительно высоком уровне энерговыработки (90 % от номинальной) и низкой исходной концентрации (10.9 мг/л) вклад термолитического механизма в разложении гидразина в теплоносителе первого контура остановленной, но не расхоложенной (температура теплоносителя 235 °С) транспортной ЯЭУ составлял 25 %.

Для определения кинетики разложения гидразина за счет радиолиза в герметичный первый контур расхоложенного реактора при температуре теплоносителя 50 °С дозировался гидразин-гидрат с концентрацией 650 г/л и водный раствор аммиака с концентрацией 220 г/л. После перемешивания теплоносителя центробежными насосами первого контура производился отбор проб для определения концентрации гидразина и аммиака и их соотношения через 2, 3, 10, 23, 35 и 46 часов после ввода. Зависимости изменения концентраций гидразина и аммиака в теплоносителе от времени эксперимента представлены на рис. 2.

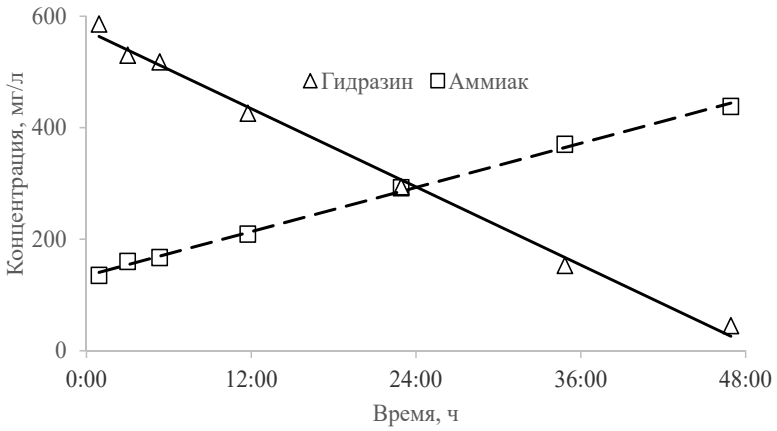

Рис. 2 Изменение концентрации гидразина и аммиака в теплоносителе расхоложенного реактора

Из рис. 2 видно, что снижение концентрации гидразина в теплоносителе характеризуется линейной зависимостью от времени с момента его дозирования, скорость разложения составляет 15.8 мг/(л·час). Концентрация аммиака в теплоносителе возрастает пропорционально снижению концентрации гидразина, скорость образования равна 7.8 мг/(л·час). Молярное отношение разложившегося гидразина к образовавшемуся аммиаку составляет 1:1. Таким образом, соотношение выхода продуктов $G(-N_2H_4) = G(NH_3)$, определенное в работе [12] для более низких значений pH – 2.0 ед. pH, экспериментально подтверждается и для pH в диапазоне 9.0÷10.5 ед. pH, характерном для водно-химического режима теплоносителя первого контура ЯЭУ транспортного назначения.

При исследованиях изменения концентрации аммиака в теплоносителе в случаях дозирования гидразина в теплоноситель на работающем реакторе наблюдалась отличающаяся от приведенного выше эксперимента картина. Экспериментальные данные по соотношению исходного количества гидразина к количеству образовавшегося в теплоносителе аммиака при различной энерговыработке представлены на рис. 3.

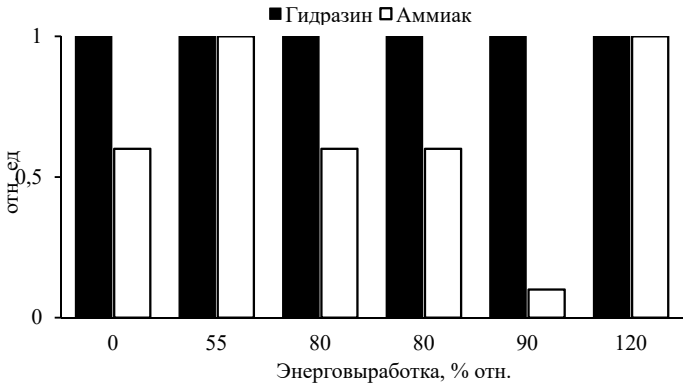

Рис. 3 Соотношение исходного количества гидразина к количеству образовавшегося аммиака $G(-N_2H_4)/G(NH_3)$

Как видно из рис. 3, в большинстве случаев соотношение гидразина и аммиака, полученные экспериментальным путем, не совпадало с литературными данными [12]. Количество образующегося аммиака при разложении гидразина оказывалось значительно ниже, чем ожидалось.

Для объяснения факта отклонения соотношения радиолитических выходов аммиака и гидразина от обнаруженного нами ранее и описанного в литературе [12] рассмотрим изменение концентраций других продуктов радиолиза гидразина (азота и водорода) в теплоносителе при дозировании реагента в первый контур, данные представлены в табл. 2.

Таблица 2

Отношение количества газообразных продуктов радиолиза в теплоносителе к количеству распавшегося гидразина

Энерговыработка, %	Отношение $G(-N_2H_4)/G(H_2)$	Отношение $G(-N_2H_4)/G(N_2)$
80	1.0:0.5	1.0:5.0
90	1.0:0.3	1.0:3.0

Данные, представленные в табл. 2, демонстрируют нетипичную картину – количество азота, поступавшего в теплоноситель при дозировании гидразина, значительно превышает количество водорода, которое теоретически может образовываться при разложении реагента.

Объяснением данного факта может служить, например, наличие активного массообмена между первым контуром и компенсаторами объема, вследствие изменения температуры теплоносителя в контуре [13]. Согласно данным [14] основная часть водорода, образовавшегося в результате разложения гидразина и аммиака, поступает в газ системы компенсатора объема.

Кроме того, снижение количества образующегося в контуре аммиака, вероятней всего, вызвано тем, что часть гидразина прореагировала с продуктами коррозии. Действительно, гидразин в условиях первого контура способен вступать в реакцию с гематитом. Данный процесс протекает по уравнениям (1-4) [1, 2, 9]. Однако в рассматриваемых случаях данный процесс не мог оказывать значимого влияния на отношение количества гидразина к количеству продуктов, образующихся при его разложении, в частности, к аммиаку, поскольку, во-первых, основной формой существования железа в контуре транспортных ЯЭУ является магнетит [15], во-вторых, предельный уровень содержания железа в контуре, наблюдавшийся в ходе исследований, составлял 0.34 мг/л. Согласно уравнению (2) на взаимодействие с данным количеством железа, даже в случае его присутствия в теплоносителе исключительно в форме гематита, потребуется незначительная часть дозируемого гидразина – не более 0.02 мг/л.

Из приведенных данных следует, что соотношение радиолитических выходов при разложении гидразина под действием ионизирующего излучения в первом контуре ЯЭУ транспортного назначения, вероятно, во всех случаях имеет вид:

$$G(-N_2H_4) = G(NH_3) = 1/2G(N_2) = 1/2G(H_2).$$

Меньший, по сравнению с ожидаемым согласно данному соотношению, рост концентрации продуктов радиолиза в теплоносителе при эксплуатации стендовой ЯЭУ объясняется массообменом в системе «первый контур - компенсаторы объема». При этом, для учета влияния дозирования гидразина на концентрацию аммиака в теплоносителе необходимо исходить из максимально возможного теоретического значения, рассчитанного по приведенному соотношению, чтобы избежать превышения верхней границы нормируемого показателя ВХР [3].

В соответствии с литературными данными [16, 17] при дозировании в контур гидразина наблюдается рост содержания продуктов коррозии в теплоносителе. По данным [18], спустя сутки после дозирования гидразина в первый контур транспортной ЯЭУ с концентраций примерно 100 мкг/кг, наблюдалось увеличение доли мелкодисперсной фракции (0.2 -1.2 мкм) взвесей продуктов коррозии в теплоносителе, что видно из данных приведенных на рис. 4.

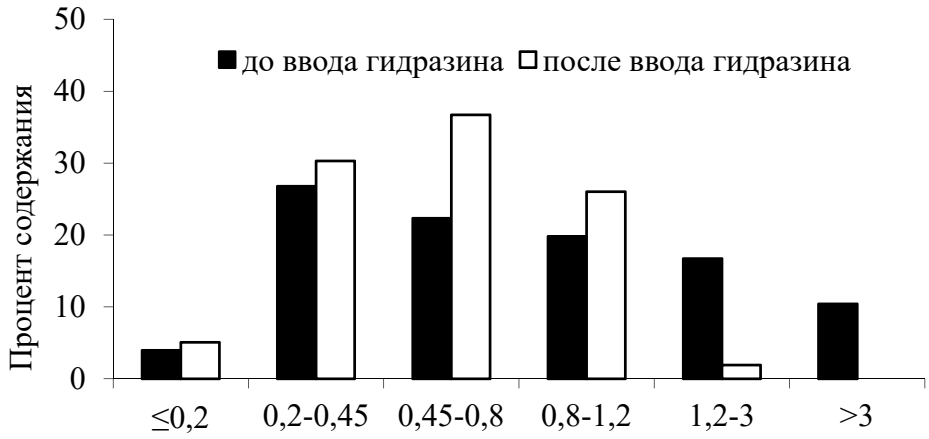

Рис. 4. Размер частиц продуктов коррозии [15]

Из рис. 4 видно, что относительное содержание мелкой фракции взвесей ПК в присутствии гидразина выше: доля частиц размером менее 0.8 мкм до ввода гидразина составляет порядка 50 %, после ввода – более 70 %. Механизм диспергирования частиц ПК при действии гидра-

зина в работе [17] не описан. Однако полученный результат позволяет ожидать, что дозирование реагента в теплоноситель первого контура транспортной ЯЭУ позволит снизить скорость повторного осаждения поступивших с поверхностей продуктов коррозии (за счет уменьшения их среднего размера и соответственно массы) и повысит эффективность выведения отложений ПК на штатной системе очистки.

Исследования влияния гидразина на процесс поступления продуктов коррозии в теплоноситель и их массоперенос в первом контуре проводили при переходных режимах работы ЯЭУ, переключение центробежного насоса первого контура с малой на большую скорость - гидродинамическое возмущение. На начальном этапе отбирали исходную пробу теплоносителя перед переключением насоса. Затем, через 1 час после переключения насосов, пробы отбирались в течение 4-6 часов с промежутком в 1-2 часа для определения периода полуосаждения частиц продуктов коррозии в теплоносителе.

На рис. 5 представлены снимки фильтров с выделенными на них продуктами коррозии, сделанные с помощью электронного микроскопа, без дозирования гидразина и после его ввода.

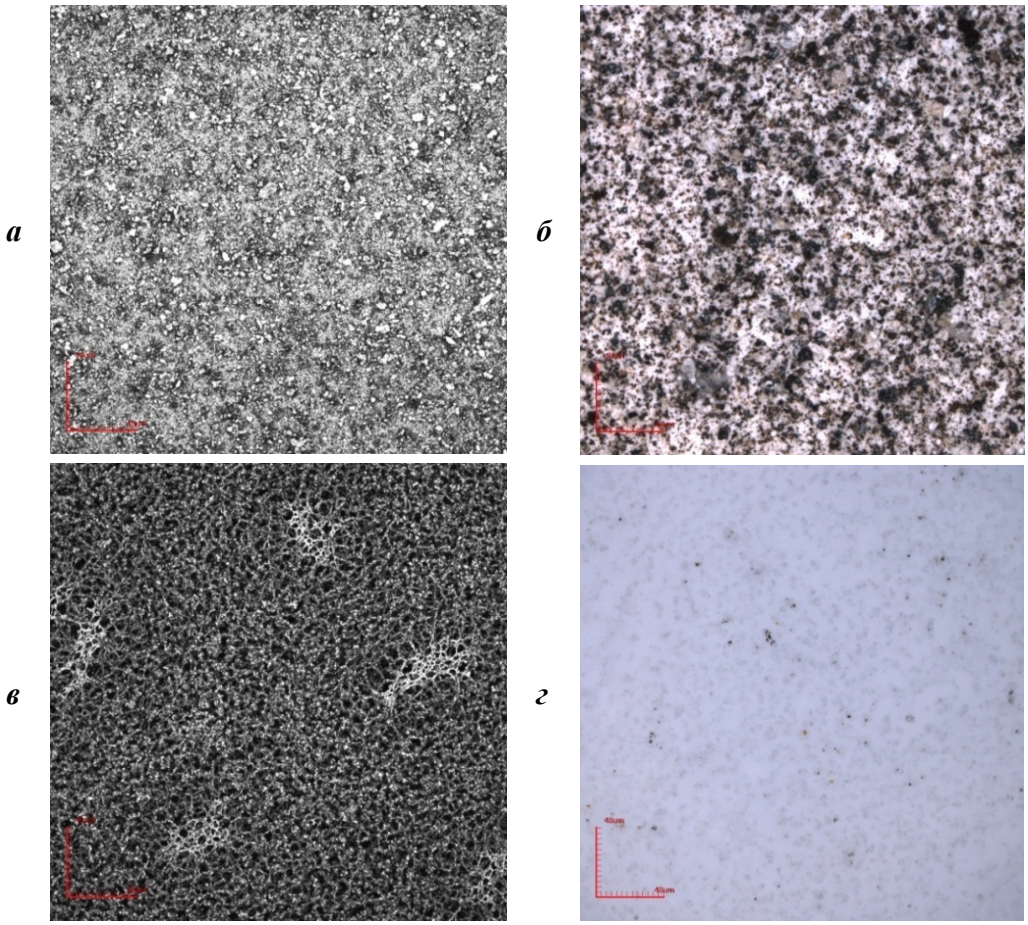

Рис. 5. Внешний вид поверхностей фильтров, полученных после фильтрации проб теплоносителя (а и б без гидразина, в и г с гидразином):
а – длина волны при съемке 408 нм, б – оптический диапазон;
в – длина волны при съемке 408 нм, г – оптический диапазон.

Как видно из рис. 5, частицы, находящиеся в теплоносителе в присутствии гидразина, меньше по размеру и практически не видны в оптическом диапазоне.

Влияние гидразина на количественные характеристики процесса поступления отложений

в теплоноситель и их массоперенос определяли путем сравнения результатов, полученных при гидродинамическом возмущении в присутствии гидразина, с результатами, полученными без его дозирования.

При гидродинамическом возмущении концентрация железа в теплоносителе возрастает в десятки раз, а дозирование гидразина позволяет повысить поступление железа в 9 раз. На рис. 6 представлено изменение концентрации железа в теплоносителе первого контура при гидродинамическом возмущении без дозирования гидразина и после дозирования.

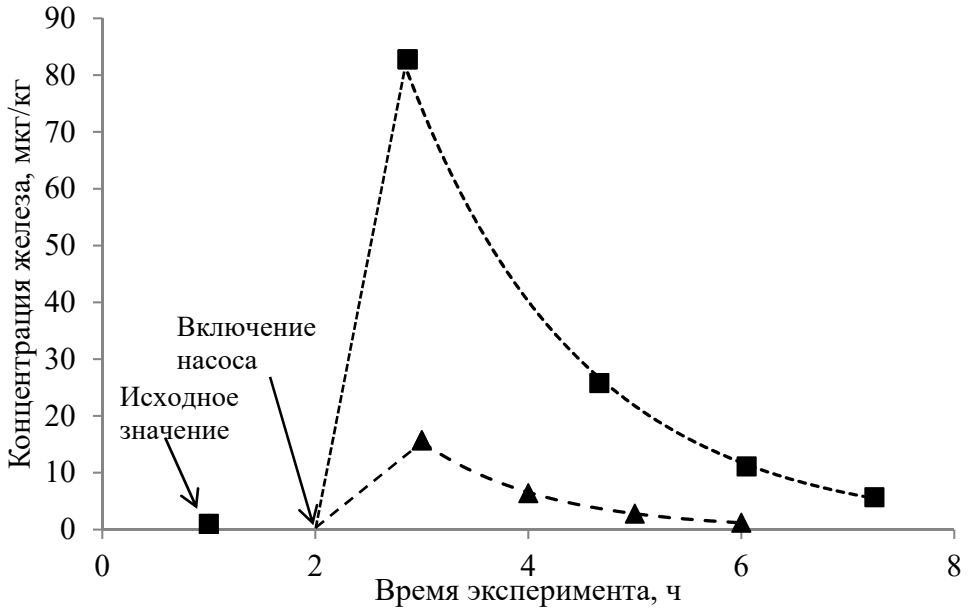

Рис. 6. Изменение концентрации железа в теплоносителе первого контура

Соотношение элементов продуктов коррозии, перешедших в теплоноситель в ходе рассматриваемого эксперимента, представлено в табл. 3.

Таблица 3

Соотношение продуктов коррозии в теплоносителе при гидродинамических всплесках

Условия проведения эксперимента	Соотношение концентраций (Fe:Cr:Ni)
С дозированием гидразина	4.8:1.0:0.7
Без дозирования гидразина	5.3:1.0:1.3
Через 10 дней после дозирования гидразина	5.7:1.0:1.1

Соотношение концентраций продуктов коррозии (железа, хрома и никеля) во всех случаях примерно одинаково и в целом соответствует составу основного конструкционного материала контура – стали 0Х18Н10Т (Fe:Cr:Ni = 4.0:1.0:0.6).

На рис. 7 представлено сравнение доли нерастворимых форм существования активированных продуктов коррозии (АПК) в теплоносителе первого контура работающей на стационарном уровне мощности ЯЭУ до и после роста количества вводов гидразина.

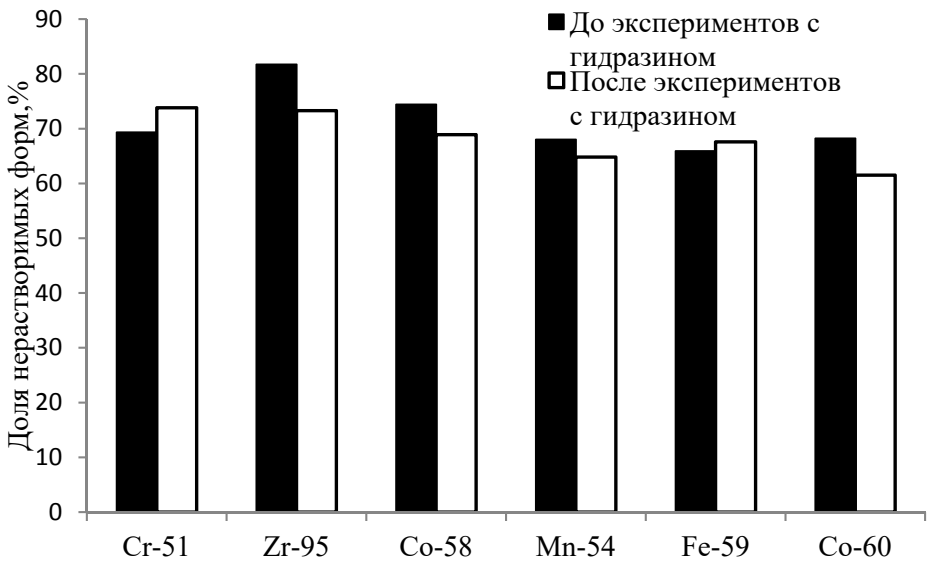

Рис 7. Доля нерастворимых форм существования АПК

Из данных, представленных на рис. 7, видно, что и до, и после вводов гидразина активированные продукты коррозии находились в теплоносителе преимущественно в форме нерастворимых частиц. В табл. 4 представлены средние значения коэффициентов очистки активированных продуктов коррозии на штатных ионообменных фильтрах до и после дозирования гидразина.

Таблица 4

Коэффициенты очистки теплоносителя от активированных продуктов коррозии на штатных ионообменных фильтрах

Нуклид	Коэффициент очистки			
	до ввода гидразина		после ввода гидразина	
	фильтр № 1	фильтр № 2	фильтр № 1	фильтр № 2
Cr-51	3.5	2.9	3.6	4.0
Mn-54	3.7	3.9	2.6	2.6
Co-58	4.0	3.2	3.2	4.1
Fe-59	-	-	4.4	4.8
Co-60	2.7	4.0	2.1	2.4
Zr-95	–	–	2.9	3.6

Как видно из данных, представленных в табл. 4, коэффициенты очистки от АПК на штатных ионообменных фильтрах до и после ввода гидразина практически не изменились.

Выводы

Согласно полученным экспериментальным данным, кинетика разложения гидразина в первом контуре реакторов транспортных ЯЭУ типа КЛТ-40 значимо различается в зависимости от энерговыработки активной зоны (мощности дозы), а также от температуры теплоносителя.

Скорость разложения гидразина в теплоносителе первого контура в результате радиолиза

находится в диапазоне 10-20 мг/(л·ч).

При температуре теплоносителя выше 200 °С вклад термолиза гидразина составляет порядка 25 % независимо от энерговыработки активной зоны.

Ввод гидразина в первый контур транспортной ЯЭУ с реактором типа КЛТ-40 вызывает рост активности АПК в теплоносителе в 9 раз, причем продукты коррозии переходят в теплоноситель с поверхностей оборудования преимущественно в форме взвесей, с размером частиц меньшим, чем их средний размер в теплоносителе до дозирования реагента.

Снижение размеров переходящих в теплоноситель частиц продуктов коррозии и, как следствие, увеличение времени нахождения их в теплоносителе при дозировании гидразина позволяет сделать вывод, что использование гидразина способствует массопереносу продуктов коррозии и повышению эффективности удаления их из контура на штатных ионообменных фильтрах.

Взаимодействие продуктов коррозии с гидразином не вызывает снижения эффективности удаления активированных продуктов коррозии на штатной системе очистки первого контура при дальнейшей работе транспортной ЯЭУ на мощности.

Литература

1. Химическая технология теплоносителей ядерных энергетических установок: учебное пособие для вузов / В.М. Седов [и др.]. - М.: Энергоиздат, 1985. - 312 с.
2. Методические указания по применению гидразина на энергетических установках тепловых электростанций: РД 34.37.503-94 / ВТИ. - Москва, 1994.
3. Нормы качества воды первого и третьего контуров реакторной установки судов департамента морского транспорта Российской Федерации с водоводяными реакторами типа КЛТ-40: отраслевой стандарт 95 10002-95 / РНЦ «Курчатовский Институт». - Москва, 1995.
4. Акользин А.П. Применение гидразина на электростанциях / А.П. Акользин, Н.М. Михайлова // Теплоэнергетика. – 1965. - № 10. - С. 13-18.
5. Радиационно-термическое поведение гидразина в условиях первого контура / О.П. Архипов, В.И. Бугаенко, С.А. Кабакчи, В.И. Пашевич // Атомная энергия. – 1997. - Т. 82, Вып. 2. - С. 93-100.
6. Evaluation of nitrogen containing reducing agents for the corrosion control of materials relevant to nuclear reactors / P.S. Kumar, D. Mohan, S. Chandran, P. Rajesh, S. Rangarajan, S. Velmurugan // Materials Chemistry and Physics.- 2017. - Vol. 187. - P. 18-27.
7. Hydrazine and Hydrogen Co-injection to Mitigate Stress Corrosion Cracking of Structural Materials in Boiling Water Reactors, (I) Temperature Dependence of Hydrazine Reactions / K. Ishida, Y. Wada, M. Tachibana, M. Aizawa, M. Fuse, E. Kadoi // Nuclear Science and Technology. – 2006. - Vol. 43. - P. 65-76.
8. Пашевич В.И. О применении гидразина для обескислораживания теплоносителя первого контура ВВЭР в стояночном режиме / В.И. Пашевич, Л.Д. Духовенская, Н.Н. Мамонтова // Теплоэнергетика. – 1987. - № 4. - С. 31-33.
9. Коровин Н.В. Гидразин. - М.: Химия, 1980. - 272 с.
10. Коэн П. Технология воды энергетических реакторов. - М.: Атомиздат, 1973. - 328 с.

11. Кабакчи С.А. Радиационная химия в ядерном топливном цикле: Учебное пособие / С.А. Кабакчи, Г.И. Булгакова. - М.: РХТУ, 1997. - 104 с.

12. Dewhurst H.A. Radiolysis of Aqueous Solutions of Hydrazine / H.A. Dewhurst, M. Burton // American Chemistry Society. – 1955. - Vol. 77. - P. 5781-5785.

13. Герасимов В.В. Водный режим атомных электростанций / В.В. Герасимов, А.И. Касперович, О.И. Мартынова. - М.: Атомиздат, 1976. - 400 с.

14. Экспериментальные исследования газового режима первого контура стенда КВ-1 / Е.Е. Щербаков, А.И. Горшков, М.Ю. Кирюшкин, И.В. Беликов // Проблемы и перспективы развития химического контроля в атомной энергетике: тезисы докладов научно-технического совещания, г. Сосновый Бор, 16-18 октября 2001.

15. Безреагентная технология удаления «рыхлых» коррозионных отложений из первого контура стенда-прототипа транспортной ЯЭУ / И.С. Орленков, Б.А. Гусев, А.А. Ефимов, Л.Н. Москвин, А.М. Алешин // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. - 2016. - №4 (6). - С. 45-58.

16. Brobst G. PWR shutdown chemistry practices 1998 through 2001. EPRI technical report №1007307. - Paolo Alto, 2002. - 248 p.

17. Ridd e J.M. PWR shutdown chemistry practices. EPRI technica report №TR109569. - Paolo Alto, 1998. - 218 p.

18. Комплексное решение проблем радиоэкологической безопасности объектов атомной энергетики, промышленности и флота / Б.А. Гусев, В.Н. Епимахов, А.А. Ефимов [и др.]. - СПб.: ВВМ, 2009. - 114 с.

УДК 621.039.58+620.193.4 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_46

Исследование выделения водорода при нагреве образцов сталей с противокоррозионными защитными покрытиями в условиях, приближенных к аварийным

О.В. Прохоркина[1], В.Н. Епимахов[1], А.И. Горшков[1], А.А. Амосов[1], В.А. Прокопенко[2], М.М. Зайцева[3]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия
[2] АО «СПЕЦХИММОНТАЖ», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия
[3] НПП ВМП «Нева», г. Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

Представлена методика исследования выхода водорода при нагреве образцов сталей с противокоррозионными защитными покрытиями. Приведены результаты исследования выделения водорода при различных условиях нагрева из образцов сталей с различными покрытиями, предназначенных для использования в защитных оболочках реактора ВВЭР-1200, а именно: с металлизацией алюминием и покрытиями ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285; с композицией ЦИНЭП и покрытиями ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285.

Исходя из результатов исследований указанных образцов следует, что применение противокоррозионных покрытий на основе эмалей ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285 с предварительной обработкой поверхностей термической металлизацией алюминием или нанесением цинковой композиции ЦИНЭП не соответствует требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии из-за выделения водорода при их нагревании в аварийных ситуациях.

Результаты проведенных исследований свидетельствуют, что основной причиной выделения водорода при нагреве образцов сталей является предварительная обработка поверхностей сталей как путем термической металлизации алюминием, так и нанесением цинковой композиции.

Ключевые слова: водород, защитные покрытия, защитная оболочка, реактор, тяжелая авария.

Study of hydrogen release on heating steel samples protected by anti-corrosive coatings under realistic accident conditions

O.V. Prohorkina[1], V.N. Epimahov[1], A.I. Gorshkov[1], A.A. Amosov[1], V.A. Prokopenko[2], M.M. Zaitseva[3]

[1] FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia
[2]JSC “SPETSHIMMONTAZH”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia
[3]RPE “VMP-NEVA”, Saint Petersburg, Russia

Abstract

The paper describes a procedure for studying release of hydrogen from heated steel samples protected by anti-corrosive coatings. Experimental studies were performed under different heating conditions and for different coatings of steels used as material in VVER-1200 containments. Tests were carried out on steel samples. The sample surfaces were preliminarily metallized with alumi-num and coated with VINICOR EP-1155D and VINICOR EP-5285 epoxy enamels or pretreated with ZINEP zinc-rich primer and coated with VINICOR EP-1155D and VINICOR EP-5285 epoxy enamels.

The tests have shown release of hydrogen from the steel samples being heated in simulated accident environment, therefore demonstrating that application of VINICOR EP-1155D and VINICOR EP-5285 anti-corrosive coatings on steel surfaces pretreated by means of thermal metal-lization with aluminum or ZINEP zinc-rich primer does not comply with applicable Russia's fed-eral nuclear regulations.

Analysis of the test results indicates that hydrogen release from the heated steel samples is essentially caused by pretreatment of steel surfaces by means of either thermal metallization with aluminum or application of zinc-rich primer.

Key words: hydrogen, protective coatings, containment, reactor, severe accident.

Введение

В результате моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР, связанных с нарушением целостности трубопроводов и корпуса реактора, установлено, что в первые сутки после аварии атмосфера внутри защитной оболочки реактора насыщена парогазовой смесью с относительной влажностью до 100 %, при этом средняя температура атмосферы внутри защитной оболочки может какое-то время превышать 200 °С и далее снижаться до 150 °С [1, 2].

При авариях с потерей теплоносителя из системы охлаждения реактора проливаются растворы, содержащие борную кислоту, гидроксид калия и гидразин. Гидразин подвергается разложению в парогазовой фазе с образованием аммиака и водорода [3]. Таким образом, в результате тяжелой аварии внутри защитной оболочки создается высокоагрессивная среда. Агрессивный эффект усиливается высокой температурой и давлением внутри защитной оболочки, жестким радиоактивным излучением высокой мощности, а также генерацией водорода в аварийном реакторе [4, 5].

В соответствии с требованиями безопасности НП-010-16, НП 040-02 [6, 7], действующими в России, оборудование внутри стальной герметизирующей оболочки АЭС должно быть изготовлено из материалов или защищено специальными покрытиями, исключающими образование водорода при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, в том числе и при авариях. Поэтому перед включением в проект атомной станции противокоррозионные защитные покрытия в обязательном порядке подвергаются различным испытаниям в условиях близким к аварийным [1, 2, 8].

Главными требованиями, предъявляемыми к покрытиям, применяемым для защиты оборудования и сооружений в атомной технике, являются такие как пожаробезопасность, способность к дезактивации, радиационная стойкость и сохранение основных эксплуатационных свойств в условиях возможного возникновения аварийных ситуаций внутри защитной оболочки, в частности, водоводяных энергетических реакторов (ВВЭР).

В 2020 году в связи с поставкой лакокрасочной продукции и полимерных покрытий ряда российских производителей в страны (Турция, Индия, Бангладеш, Венгрия и т.д.), где ведется сооружение энергоблоков АЭС по Российскому проекту ВВЭР-1200, возник вопрос о соответствии указанных полимерных покрытий, применяемых внутри защитной оболочки

ВВЭР-1200, требованиям зарубежных национальных стандартов безопасности (в частности, Типовому Плану Проведения Экспертизы по анализу безопасности АЭС NUREG-0800 США) и требованиям Российских нормативных документов [6, 7], в части отсутствия выделения водорода при использовании защитных покрытий стальной герметизирующей оболочки в режиме нормальной эксплуатации и в аварийных режимах работы энергоблоков АЭС.

В этой связи в НИТИ им. А.П. Александрова были проведены экспериментальные исследования по количественному определению выделяющегося водорода из образцов покрытий на основе эмалей ВИНИКОР ЭП-5285 и ВИНИКОР ЭП-1155Д, производимых на предприятиях холдинга НПП ВМП «Нева», с целью соответствия их требованиям безопасности и возможности применения для противокоррозионного покрытия внутри защитной оболочки реактора ВВЭР 1200.

Для исследований были предоставлены металлические образцы из стали Ст.2, изготовленные АО «СПЕЦХИММОНТАЖ»:

- без предварительной подготовки;
- подготовленные для нанесения эмалей;
- с покрытиями эмалями ВИНИКОР ЭП-1155Д (ТУ 20.30.12-009-67503963-2019) и ВИНИКОР ЭП-5285 (ТУ 20.30.12-017-67503963-2019).

Характеристики образцов приведены в таблице.

Таблица

Характеристики исследуемых образцов

№ образца	Метод подготовки поверхностиобразцов из стали	Наименование эмали	Толщина покрытия, (мкм)
1	Без подготовки	Без эмали	
2	Термическая металлизация алюминием	Без эмали	
3	Термическая металлизация алюминием	ВИНИКОР ЭП-1155Д	250
4	Термическая металлизация алюминием	ВИНИКОР ЭП-5285	250
5	Обработка цинковой композицией ЦИНЭП	Без эмали	
6	Обработка цинковой композицией ЦИНЭП	ВИНИКОР ЭП-1155Д	300
7	Обработка цинковой композицией ЦИНЭП	ВИНИКОР ЭП-5285	300

Исследования проводились при следующих параметрах (параметры аварии для энергоблока АЭС с ВВЭР 1200 в режиме «Большой течи» [5]):

- среда – парогазовая смесь;
- температура до 150 °С, линейно спадающая в течение 24 часов до послеаварийных значений;
- максимально возможная температура среды – 215 °С;
- время поддержания температуры более 150 °С в необслуживаемой зоне – 400 с;
- в зоне ограниченного доступа – 100 с;
- давление абсолютное 0.5 МПа, линейно спадающее в течение 24 часов до после-

аварийных значений;

– послеаварийное давление, абсолютное – от 0.098 до 0.12 МПа;
– послеаварийная температура – от 20 до 60 °С;
– время существования аварийного режима до 24 часов;
– время существования послеаварийного режима – не более 30 суток;
– концентрация борной кислоты – от 17 до 25 г/дм³;
– концентрация ионов калия – от 1.0 до 1.5 г/дм³;
– концентрация гидразина – от 0.14 до 0.16 г/дм³.

Методика и порядок проведения исследований

Схема установки для количественного определения водорода при нагревании образцов с покрытиями приведена на рис. 1.

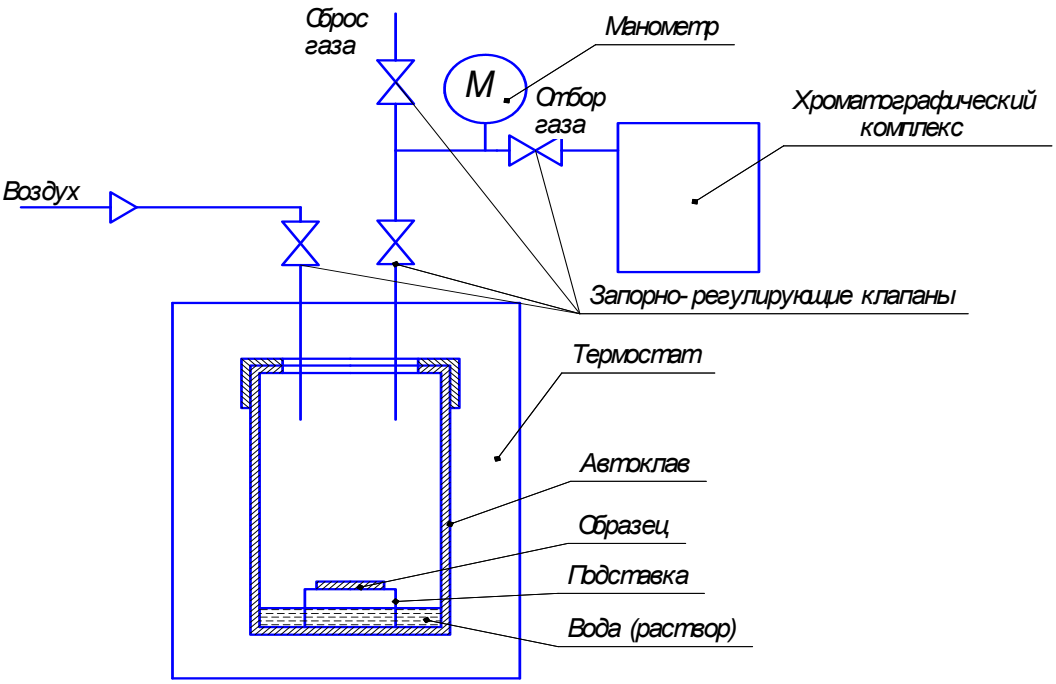

Рис. 1 - Схема установки для проведения испытаний

Исследуемые образцы помещались в автоклав, изготовленный из нержавеющей стали Х18Н10Т, объемом (100±5) см³, на подставку, изготовленную в виде спирали из нержавеющей стали Х18Н10Т. Автоклав герметично закрывался крышкой, к которой были подведены линии для подачи воздуха и отбора проб газа на анализ. На линиях установлена запорнорегулирующая арматура и датчики давления. Автоклав помещался в термостат от хроматографа «Кристалл - 5000» с диапазоном регулирования температуры от 50 до 400 °С и точностью поддержания температуры ± 1 °С.

Измерения газового состава проводились по методике [9] с использованием программно-аппаратного комплекса на базе хроматографа «Кристалл - 5000».

Кроме этого для проведения исследований использовались следующие аттестованные средства измерений:

- эталонный преобразователь давления ПДЭ - 020И;
- манометр ДМ 02-050-1 – М с пределом измерения 25 кгс/см², класс точности 2.5;
- штангенциркуль, ЩЦ-1-150-0.05;
- лабораторные весы ЛВ 201 А.

Для приготовления растворов применялись следующие реактивы:

- дистиллированная вода по ГОСТ Р 58144-2018;
- кислота борная, квалификации «х.ч.» по ГОСТ 9656-75;
- калий гидроксид, квалификации «х.ч.» по ГОСТ 24363-80;
- гидразин–гидрат технический по ГОСТ 19503-88.

Испытания проводились в следующей последовательности.

С использованием штангенциркуля измерялись диаметр и толщина образцов и рассчитывались площади поверхности образцов. Диаметр образцов составлял 0.030 ± 0.001 м, толщина – 0.0040 ± 0.0005 м, площадь – 0.0018 ± 0.0002 м².

Образец взвешивался на лабораторных весах и далее помещался в автоклав. Масса образцов составляла 18±1 г. В автоклав заливалась дистиллированная вода или раствор борной кислоты с добавками гидроксида калия и гидразина с концентрациями борной кислоты 20±2 г/дм³, ионов калия 1.2±0.1 г/дм³ и гидразина 0.15±0.02 г/дм³, объемом 2 - 4 см³.

Автоклав закрывался и проверялся на герметичность при подаче воздуха при давлении до 600 кПа в течение 30 минут. Если за это время падение давления не превышало 5 кПа, то автоклав считался герметичным.

Перед испытаниями проводился анализ воздуха из автоклава.

Избыточное давление воздуха в автоклаве доводилось до (200±10) кПа. Автоклав помещался в термостат и выдерживался в нем в течение 30 минут при температуре 35 °С до стабилизации показаний по давлению.

С помощью программы «Хроматэк Аналитик» включались режимы нагрева и охлаждения термостата. В программе управления работой термостата задавались следующие параметры:

- начальная температура;
- скорость нагрева;
- температура нагрева;
- время выдержки при достижении заданной температуры нагрева 150 °С / 215 °С;
- скорость охлаждения;
- конечная температура охлаждения.

Во время нагрева и охлаждения контролировались температура и давление, а после охлаждения до комнатной температуры измерялся состав газовой среды.

При повторном эксперименте с данным образцом, газ в автоклаве заменялся на воздух.

По завершению эксперимента автоклав вскрывался, образец извлекался и повторно взвешивался. Проводились осмотр и фотографирование образца.

Количество выделившегося водорода с 1 м^2 покрытия образца рассчитывалось по формуле:

$$V_{н_2} = \frac{V_{г.н.у} \cdot C_{H_2}}{100 \cdot S}, \quad (1)$$

где

V_{H_2} – количество выделившегося водорода с 1 м² покрытия образца, л/м²;

C_{H_2} – концентрация водорода в автоклаве после проведения эксперимента, % (объемных);

S – площадь поверхности образца, м²;

$V_{г.н.у}$ – объем газа в автоклаве после его охлаждения, приведенный к нормальным условиям, л, рассчитывался по формуле:

$$V_{г.н.у} = (V_а - V_в) \cdot \frac{(P_к + P_{атм.} - P_{вп}) \cdot T_0}{T_к \cdot P_0}, \quad (2)$$

$V_а$ – геометрический объем автоклава, л;

$V_в$ – объем воды (раствора), л;

$P_к$ – конечное давление в автоклаве после его охлаждения, кПа (избыточное);

$P_{атм}$ – атмосферное давление, кПа;

$T_к$ – конечная температура в автоклаве после его охлаждения, К;

$P_{вп}$ – давление водяных паров при температуре $T_к$;

P_0, T_0 – давление и температура при нормальных условиях, равные соответственно 101.3 кПа и 273.15 К.

Оценка фонового содержания водорода в газовой среде

Перед проведением исследований выполнена оценка изменения газового состава в автоклаве при следующих условиях:

- автоклав заполнен сухим воздухом и выдержан при температуре 150 °С в течение 60 минут;
- выдержка автоклава при температуре 150 °С в течение 60 минут при добавлении дистиллированной воды объемом 2 мл;
- выдержка автоклава при температуре 150 °С в течение 60 минут при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина объемом 2 мл;
- выдержка автоклава при температуре 215 °С в течение 6 минут при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина объемом 2 мл;
- нагрев образца без предварительной обработки и покрытия (образец №1) во влажной атмосфере при температуре 150 °С.

Выделения водорода в автоклаве при нагреве его до температуры 150 °С в сухой и влажной

атмосфере, а также с раствором борной кислоты, гидроксидом калия и гидразином не происходило.

При нагреве автоклава до температуры 215 °С с раствором борной кислоты, гидроксидом калия и гидразином концентрация водорода составила 0.25 % (объемных), что соответствует выделению водорода из образца стали площадью 0.0018 м² – 0.36 л/м². Также наблюдалось снижение концентрации кислорода с 20.9 до 13.4 % (объемных), что можно объяснить термическим разложением гидразина и его взаимодействием с кислородом при данной температуре [3].

При нагреве образца стали без покрытия (образца №1) во влажной атмосфере при температуре 150 °С, в течение 60 минут выделение водорода не превышало 0.05 л/м² поверхности образца.

Результаты испытаний образцов с металлизацией алюминием

При нагреве образца с металлизацией алюминием (образец №2) до температуры 150 °С в течение 60 минут во влажной атмосфере наблюдалось выделение водорода до 11.5 л/м². В последующие 60 минут количество выделившегося водорода уменьшилось в десять раз и составило 1.1 л/м².

Такая же зависимость наблюдалась при нагреве до 150 °С образца №2 в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином: в начальные 60 минут выделение водорода составило 6.8 л/м², а в течение следующих 60 минут – 0.95 л/м². Концентрации кислорода и диоксида углерода в данных экспериментах изменялись незначительно.

При нагреве образца с металлизацией алюминием и покрытием ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 250 мкм (образец №3) во влажной атмосфере при 150 °С в течение 180 минут выделение водорода составило 11.0 л/м².

При нагреве образца №3 до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение первых 60 минут выделение водорода составляло 3.4 л/м², а в последующие 60 минут – 0.79 л/м².

При нагреве образца №3 до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение 60 минут и охлаждением до температуры 35 °С в течение 24 часов выделение водорода составило 4.25 л/м².

При нагреве образца №3 до температуры 215 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином и кратковременной выдержке в течение 6 минут выделение водорода составило 7.42 л/м².

Также при нагреве образцов №3 наблюдалось повышение концентрации диоксида углерода до 0.82 % (объемных) и снижение концентрации кислорода до 17 % (объемных).

При нагреве образца стали с металлизацией алюминием и покрытием ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 250 мкм (образец №4) во влажной атмосфере при 150 °С в течение 60 минут выделение водорода составило 10.4 л/м². При повторном нагреве этого же образца (после замены газа на воздух) при 150 °С в течение 180 минут выделение водорода снизилось до 2.8 л/м².

При нагреве образца №4 до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение первых 60 минут выделение водорода составляло 7.7л/м², в последующие 60 минут – 2.5 л/м². При нагревании в третий раз до температуры

150 °C в течение 60 минут выделение водорода снизилось до 0.9 л/м².

При нагреве образца №4 до температуры 215 °C в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином и кратковременной выдержке в течение 6 минут выделение водорода составило 8.2 л/м².

При нагреве образцов №4 наблюдалось повышение концентрации диоксида углерода до 1.15 % (объемных) и снижение концентрации кислорода до 15.3 % (объемных).

Из приведенной на рис. 2 диаграммы видно, что при нагреве образцов с металлизацией алюминием и покрытием различными эмалями до температуры 150 °C наблюдается снижение выделения водорода во времени. Наибольшее выделение водорода происходит в первые 60 минут нагрева при добавлении в автоклав дистиллированной воды. В растворе борной кислоты количество выделяющегося водорода примерно в два раза меньше.

При кратковременном нагреве образца до температуры 215 °C выделение водорода в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином увеличилось, но не превысило количества водорода, выделившегося при нагреве до температуры 150 °C при добавлении дистиллированной воды.

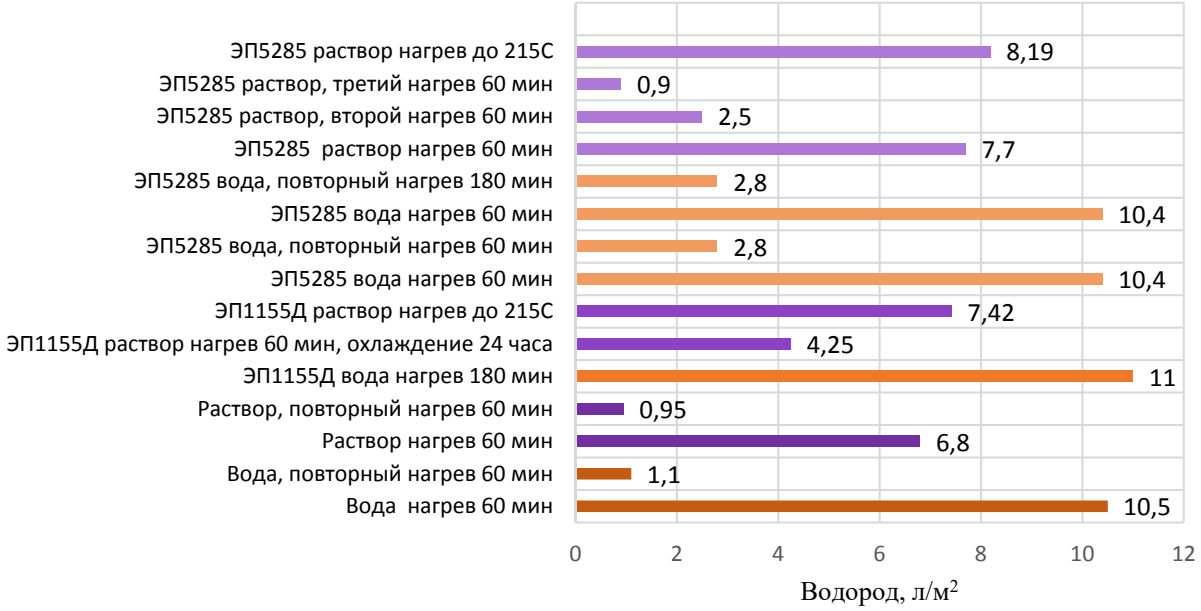

Рис. 2. Диаграмма изменения количества выделившегося водорода при нагреве образцов до температуры 150 °C (и кратковременном нагреве до 215 °C) с металлизацией алюминием и покрытиями ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 250 мкм

Из осмотра образцов после проведения испытаний видно, что в большинстве случаев нарушений поверхности образцов с металлизацией алюминием не наблюдается. Нарушение покрытия произошло у образца с металлизацией алюминием и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 250 мкм после нагрева в течение 120 минут при температуре 150 °C при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина, а также у образца с металлизацией алюминием и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 250 мкм при кратковременном нагреве до температуры 215 °C при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина, рис. 3.

А Б

Рис. 3. Вид покрытия у образца №3 – сталь с нанесенной металлизацией алюминием и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 250 мкм:

А – после нагрева в течение 120 минут при температуре 150 °С при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина;

Б – при кратковременном нагреве до температуры 215 °С при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина.

Исходя из полученных данных, можно считать, что основной вклад в выделение водорода вносит термическая металлизация стали алюминием, а не покрытие эмалями ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285.

Результаты испытаний образцов с нанесенной композицией ЦИНЭП

При нагреве образца стали с композицией ЦИНЭП (образец №5) до температуры 150 °С в течение 60 минут во влажной атмосфере выделение водорода составило 5.8 л/м². При повторных нагреваниях (втором и третьем) в течение 60 минут объем выделившегося водорода практически не изменился и составил 5.3 л/м² и 6.2 л/м², соответственно. При нагревании образца стали с композицией ЦИНЭП до температуры 150 °С в течение 240 минут во влажной атмосфере выделение водорода достигло 22.2 л/м².

При нагреве до 150 °С образца №5 в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение 60 минут выделение водорода по сравнению с добавлением дистиллированной воды несколько снизилось и составило 3.5 л/м².

Концентрация кислорода при нагревании образцов №5 заметно снижалась, так при нагревании в течение 240 минут она снизилась с 20.9 % (объемных) до 6.55 % (объемных). Концентрация диоксида углерода в данных экспериментах увеличивалась до 1.0 % (объемных).

При нагреве образца с композицией ЦИНЭП и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 300 мкм (образец №6) до температуры 150 °С в течение 60 минут во влажной атмосфере выделение водорода составило 3.5 л/м². При повторных втором и третьем нагреваниях в течение 60 минут выделение водорода изменилось незначительно: 2.7 л/м² и 3.7 л/м², соответственно. При нагревании образца стали с композицией ЦИНЭП до температуры 150 °С в течение 240 минут во влажной атмосфере выделение водорода достигло 7.4 л/м².

Концентрация кислорода при нагревании образцов №6 снижалась и при нагревании в течение 240 минут достигла 17.5 % (объемных), а концентрация диоксида углерода увеличивалась до 0.36 % (объемных).

При нагревании образца №6 до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидрок-

сидом калия и гидразином в течение 60 минут выделение водорода по сравнению с добавлением дистиллированной воды снизилось и составило 1.6 л/м². При повторных нагреваниях при температуре 150 °С в течение 60 и 180 минут заметного изменения выделения водорода не наблюдалось (1.6 и 2.0 л/м², соответственно).

При нагреве образца №6 до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение 60 минут и охлаждении до температуры 35 °С в течение 24 часов выделение водорода составило 8.6 л/м².

При нагреве образца с нанесенной композицией ЦИНЭП и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 300 мкм (образец №7) до температуры 150 °С в течение 60 минут во влажной атмосфере наблюдалось выделение водорода до 2.8 л/м².

При нагреве образца до температуры 150 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином в течение 60 минут выделение водорода по сравнению с добавлением дистиллированной воды снизилось и составило 2.1 л/м². При повторных нагреваниях при температуре 150 °С в течение 60 минут заметного изменения выделения водорода не наблюдалось (1.7 л/м² и 1.8 л/м², соответственно).

При нагреве образца №7 до температуры 215 °С в растворе с борной кислотой, гидроксидом калия и гидразином и кратковременной выдержке в течение 6 минут выделение водорода составило 27.6 л/м².

Концентрация кислорода при нагревании образца №7 до температуры 150 °С снижалась незначительно (от 20.9 % (объемных) до 19.3 % (объемных)), концентрация диоксида углерода повышалась от 0.03 % (объемных) до 0.20 % (объемных). При нагревании образца до температуры 215 °С концентрация кислорода снизилась от 20.9 % (объемных) до 14.6 % (объемных), а концентрация диоксида углерода увеличивалась от 0.03 % (объемных) до 0.57 % (объемных).

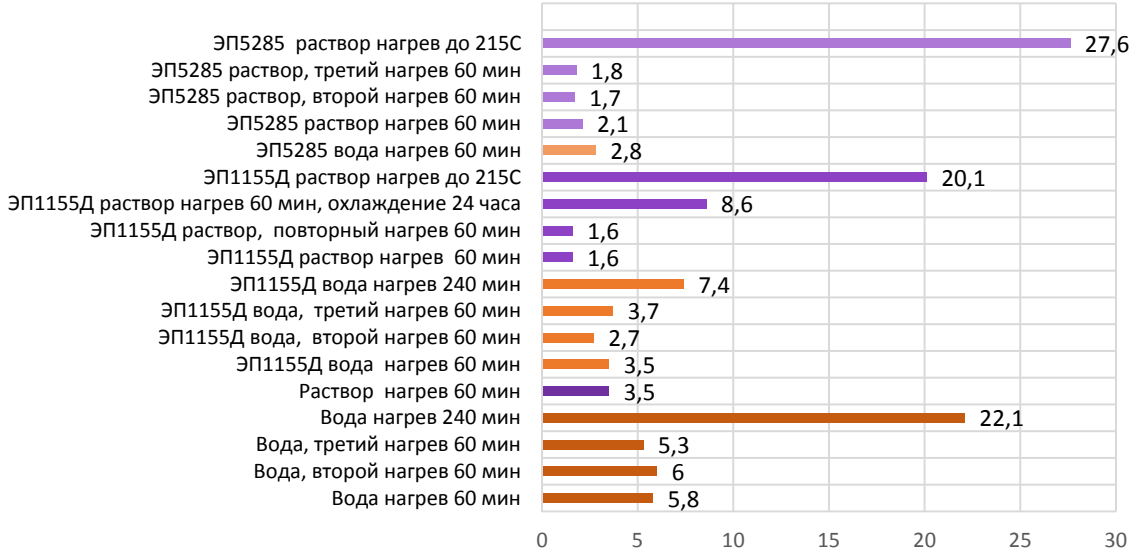

Рис. 4. Диаграмма изменения количества выделившего водорода при нагреве образцов до температуры 150 °С (и кратковременном нагреве до 215 °С) с нанесенной композицией ЦИНЭП и покрытиями ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 300 мкм

Из приведенной диаграммы (рис. 4) видно, что при нагревании образцов с композицией ЦИНЭП и покрытием различными эмалями до температуры 150 °С наблюдается равномерное выделение водорода во времени. Снижение выделения водорода происходит при замене

дистиллированной воды на раствор борной кислоты, гидроксида калия и гидразина, а также при покрытии образцов эмалями. При кратковременном нагреве образца до температуры 215 °С выделение водорода в растворе борной кислоты, гидроксида калия и гидразина возрастает более, чем в десять раз.

Из результатов осмотра образцов после проведения испытаний следует, что нарушение поверхности образцов с композицией ЦИНЭП происходят во всех случаях (как в воде, так и в растворе) при нагревании до температуры 150 °С, рис. 5.

А Б В

Рис. 5. Вид покрытия у образца №5 – сталь с нанесенной композицией ЦИНЭП:

А – температура 150 °С в течение 150 минут, вода; Б – температура 150 °С в течение 240 минут, вода;
В –температура 150 °С в течение 60 минут, раствор борной кислоты, гидроксида калия и гидразина.

Нарушение целостности покрытия наблюдаются у образца с нанесенной композицией ЦИНЭП и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 300 мкм после длительного нагрева в течение 240 - 300 минут при температуре 150 °С при добавлении дистиллированной воды и раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина, рис. 6.

А Б

Рис. 6. Вид покрытия у образца №6: сталь с композицией ЦИНЭП
и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-1155Д толщиной 300 мкм:

А – нагрев образца при температуре 150 °С в течение 240 минут при добавлении дистиллированной воды;
Б – нагрев образца при температуре 150 °С в течение 300 минут при добавлении раствора борной кислоты,
гидроксида калия и гидразина.

Наиболее существенное изменение поверхности произошло у образца с композицией ЦИНЭП и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 300 мкм при нагреве до температуры 215°С в течение 6 минут при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина, рис. 7.

Полученные данные свидетельствуют, что основной вклад в выделение водорода вносит, как и в случае с металлизацией стали алюминием, не эмали ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285, а композиция ЦИНЭП.

А Б

Рис. 7. Вид покрытия у образца №7: сталь с композицией ЦИНЭП и покрытием эмалью ВИНИКОР ЭП-5285 толщиной 300 мкм:

А – перед испытаниями;

Б – после нагрева образца при температуре 215 °С в течение 6 минут при добавлении раствора борной кислоты, гидроксида калия и гидразина.

Следует отметить, что при нагревании образцов с различными покрытиями происходит незначительное увеличение массы образцов, в среднем на 0.1-0.2 % относительных. При этом какой-то зависимости от времени нагрева, температуры, состава раствора и параметров покрытия не прослеживается.

Выводы

Исходя из результатов исследований представленных образцов следует, что применение противокоррозионных покрытий для стальной защитной оболочки реактора ВВЭР-1200 на основе эмалей ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285 производства холдинга НПП ВМП «Нева», с предварительной обработкой поверхностей термической металлизацией алюминием или нанесением цинковой композиции ЦИНЭП, не соответствует требованиям безопасности из-за выделения водорода при их нагревании в аварийных режимах. Такая технология обработки поверхности создает дополнительную нагрузку на рекомбинаторы водорода в случае возникновения тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР-1200, что может, в конечном итоге, привести к превышению пороговых значений концентрации водорода в контайнменте аварийного реактора и водородному взрыву.

При этом основной вклад в выделение водорода вносит предварительная обработка поверхностей как путем термической металлизации алюминием, так и нанесением цинковой композиции.

Следует провести повторные испытания эмалей ВИНИКОР ЭП-1155Д и ВИНИКОР ЭП-5285 после изменения технологии предварительной обработки поверхностей.

Литература

1. Исследование поведения покрытия контейнмента на основе органосиликатной композиции ОС 51–03 при тяжелых авариях на АЭС / А.А. Фиськов, В.Г. Крицкий, А.Ю. Макасеев, Ю.Н. Макасеев, В.М. Погребенков // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2018. - № 2 (12). - С. 66-75.
2. Обоснование применения покрытия контейнмента на основе органосиликатной композиции ОС 51-03 в условиях тяжелых аварий на АЭС / А.А. Фиськов, В.Г. Крицкий, А.Ю. Макасеев, Ю.Н. Макасеев, В.М. Погребенков // Вопросы атомной науки и техники. Се-рия: Материаловедение и новые материалы. - 2019. - № 4 (100). - С. 119-127. -eLIBRARY ID: 44630377.
3. Методические указания по применению гидразина на энергетических установках тепловых электростанций РД 34.37.503-94.
4. Обеспечение водородной безопасности АЭС с ВВЭР-1000 / В.В. Безлепкин, Ю.А. Голиков, И.В. Кухтевич, А.А. Лукьянов, В.В. Смирнов, В.П. Соловьев // Теплоэнергетика. - 2002. - № 5. - С. 5-12. - eLIBRARY ID: 27721760.
5. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы / И.А. Кириллов, Н.Л. Харитонова, Р.Б. Шарафутдинов, Н.Н. Хренников // Ядерная и радиационная безопасность. - 2017. - № 2 (84). - С. 26-37. - eLIBRARY ID: 29680571
6. НП-010-16. Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций.
7. НП-040-02. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции.
8. Исследование поведения лакокрасочных покрытий на основе эмали ВЛ-515 при тяжелых авариях на АЭС / А.А. Фиськов, В.Г. Крицкий, А.Ю. Макасеев, Ю.Н. Макасеев, В.М. Погребенков // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2019. - № 3 (17). – С. 56-62.
9. Методика измерений объемной доли водорода, азота, кислорода, метана, монооксида и диоксида углерода в газовых средах ядерных реакторов методом газовой хроматографии №05-12-422М: Свидетельство об аттестации методики измерений № 01.8.04.088/01.00043/2012 от 27.07.12 г. / ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». - 2012. - 17 с.

УДК 621.181:620.19 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_59

Анализ возможности автоматизированной оценки величины течи парогенераторов на АЭС с ВВЭР по данным АСРК

В.Б. Гайко, Ю.В. Крюков, Т.В. Ситникова

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

Аннотация

На примере проектов энергоблоков Ленинградской АЭС-2 и Тяньваньской АЭС в КНР обсуждается эффективность использования методов радиационного контроля для раннего обнаружения и оценки величины течи теплоносителя первого контура в парогенераторы ВВЭР по данным системы автоматизированного радиационного контроля.

Рассмотрены факторы, влияющие на корректность оценок величины течи теплоносителя первого контура в парогенераторы, основанных на контроле мощности дозы излучения радионуклида ^{16}N от трубопровода острого пара, на активности реперных радионуклидов в продувочной воде, на активности парогазовой смеси на выхлопе эжекторов и на контроле мощности дозы излучения от фильтров СВО продувочной воды.

Обсуждаются перспективы использования вновь разработанных отечественных технических средств (радиометров-спектрометров) для раннего обнаружения и оценки величины течи теплоносителя первого контура на АЭС с ВВЭР.

Ключевые слова: система автоматизированного радиационного контроля, ВВЭР, теплоноситель первого контура, парогенератор, объемная активность радионуклидов, инертные радиоактивные газы, контроль течи, устройства детектирования.

Analysis of Possibility for Automated Assessment of VVER Steam Generator Leak Rate Using ARMS Measurements

V.B. Gaiko, Yu.V. Kriukov, T.V. Sitnikova

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

Abstract

The Leningrad NPP-2 and the Tianwan NPP (China) projects are used as an example to discuss the efficiency of radiation monitoring methods for early detection and assessment of primary-to-secondary leakage through VVER steam generators, based on the automated radiation monitoring system measurements.

Factors are considered that affect the correctness of the primary-to-secondary leak rate assessment. The assessment is obtained using measurements of 16N dose rate from the main steam line, activity of reference radionuclides in the blowdown water, activity of steam-gas flow at the ejector exhaust, and dose rate from the steam generator blowdown water cleanup filters.

The prospects of using Russia’s newly developed equipment (spectrometric monitors) for early detection and assessment of the primary coolant leak rate in VVER NPPs are discussed.

Key words: automated radiation monitoring system, VVER, primary coolant, steam generator, volumetric radionuclide activity, radioactive inert gases, leak monitoring, detection equipment.

Введение

Одной из актуальных проблем при обеспечении безопасности функционирования энергоблоков АЭС является раннее обнаружение течи теплоносителя первого контура (ТПК) при разгерметизации оборудования и трубопроводов реакторной установки (РУ), в связи со сложностью выбора метода и соответствующих технических средств контроля. Также немаловажным является корректный выбор точек контроля для определения течи ТПК, позволяющий установить факт течи на ранних стадиях ее появления, определить место и корректно оценить величину течи ТПК.

Радиационный контроль герметичности трубопроводов и оборудования первого контура РУ основывается на контроле уровня активности радионуклидов в технологических средах РУ, так как при разгерметизации трубопроводов и оборудования первого контура происходит изменение уровня радиоактивности технологических сред, окружающих дефектные элементы. При этом на состав и уровни активности радионуклидов в технологических средах влияют также режим эксплуатации РУ, конструктивное исполнение энергоблоков АЭС и их технологических систем.

В статье на примере проектов энергоблоков Ленинградской АЭС-2 и Тяньваньской АЭС [1, 2] обсуждается эффективность используемых на АЭС методов радиационного контроля для раннего обнаружения и оценки величины течи ТПК во второй контур ВВЭР через неплотности (дефекты) тепловыделяющих поверхностей и коллекторов теплоносителя в парогенераторах (ПГ) по данным системы автоматизированного радиационного контроля (АСРК). Приводится обзор вновь разработанных отечественных технических средств для реализации процедур контроля течи ТПК на АЭС.

В процессе эксплуатации энергоблока АЭС с ВВЭР в ПГ могут произойти повреждения теплообменных трубок и/или коллектора теплоносителя, приводящие к поступлению ТПК в котловую воду. Отечественный и зарубежный опыт эксплуатации ВВЭР свидетельствует, что под влиянием различных механических или физико-химических воздействий в теплообменных трубках ПГ всегда существовала и существует вероятность небольшой протечки ТПК во второй контур. Обычно она составляет не более 10-20 г/ч, но может достигать и гораздо большей величины [3]. В настоящее время действующим технологическим регламентом безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР установлено предельное значение величины течи ТПК в отдельном ПГ, равное 5 кг/ч [4].

Наличие протечки ТПК в ПГ приводит к появлению в котловой воде радиоактивных продуктов деления (^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I), инертных радиоактивных газов (ИРГ), а также активированных продуктов коррозии оборудования первого контура и продуктов активации теплоносителя и его примесей (^{16}N, ^{24}Na, ^{42}K и др. [5]), которые вместе с продувочной водой ПГ и паром поступают в технологические среды второго контура. Часть поступающих в ПГ из ТПК радионуклидов уносятся из котловой воды с острым паром, а затем удаляется из него при конденсации. Выделившиеся в конденсаторах и деаэраторах ИРГ, йод и другие радионуклиды удаляются в атмосферу вместе с эжекторными газами через вентиляционную трубу АЭС. Другая часть радионуклидов выводится из ПГ с продувочной водой, которая после прохождения фильтров очистки (СВО) вновь возвращается в ПГ.

Для обнаружения и оценки величины течи ТПК актуальным является контроль активности поступивших из ТПК радионуклидов и продуктов деления ядерного топлива, определяющих при протечке в ПГ радиоактивность котловой (продувочной) воды, острого пара и паровоздушной смеси на выхлопе эжекторов. В данной работе при постановке задачи раннего обна-

ружения протечек ТПК расчёт значений активности реперных радионуклидов, которые могут накапливаться в контролируемых технологических средах на ранних стадиях разгерметизации ПГ, проведен для модельной величины течи ТПК, равной 1 кг/ч.

1. Общая характеристика методов радиационного контроля, используемых для обнаружения течи ТПК в ПГ на АЭС с ВВЭР

Для эффективного решения задачи обнаружения и оценки величины течи ТПК в технологические среды АЭС необходим сравнительный анализ используемых на АЭС методов радиационного контроля с целью:

- определения перспективных объектов контроля (точек контроля), использование которых позволит определить место и величины протечек ТПК с большей достоверностью и на более ранних стадиях их появления;
- оценки возможности использования существующих средств АСРК для измерения значений контролируемых показателей в выбранных точках контроля на ранних стадиях появления течи ТПК;
- формирования требований к средствам контроля герметичности оборудования и трубопроводов первого контура, используемым для решения задач радиационного контроля на действующих и проектируемых энергоблоках АЭС с ВВЭР.

В настоящее время из существующих методов радиационного контроля для обнаружения течи ТПК в ПГ на АЭС с ВВЭР используются методы, основанные:

a) на лабораторном периодическом измерении активности трития ^{3}H и реперных радионуклидов ^{24}Na, ^{137}Cs, ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I, ^{135}I в продувочной воде каждого из ПГ энергоблока АЭС;

b) на автоматизированном непрерывном контроле активности радионуклидов в технологических средах энергоблока АЭС:

- активности газов, отсасываемых эжекторами из конденсатора турбины;
- суммарной активности радионуклидов в паре второго контура;
- активности радионуклида ^{16}N в остром паре;
- активности реперных радионуклидов в фильтрах СВО продувочной воды ПГ.

Методы обнаружения течи, основанные на лабораторных периодических измерениях активности радионуклидов в продувочной воде ПГ

Из перечисленных выше метод контроля течи ТПК в ПГ по измерению активности ^{3}H в продувочной воде в настоящее время на АЭС не применяется в виду его трудоемкости и ограничений, связанных с тем, что в силу свойств трития данный метод позволяет определять только интегральную протечку группы параллельно работающих ПГ энергоблока. При этом, идентификация конкретных негерметичных ПГ крайне затруднительна.

Лабораторный метод контроля течи ТПК, основанный на измерении удельной активности реперных радионуклидов (^{24}Na, ^{137}Cs, ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I, ^{135}I) в ТПК и продувочной воде ПГ, позволяет получать количественное значение величины течи ПГ, необходимое для принятия обоснованных решений о возможности продолжения эксплуатации негерметичных ПГ. Данный метод имеет свои преимущества и недостатки. К преимуществам метода относится его высокая чувствительность, к недостаткам – трудоёмкость измерений [6, 7].

С целью установления требований к характеристикам средств контроля течи ТПК (для

обсуждаемых методов радиационного контроля) авторами проведены оценки равновесных значений активности реперных радионуклидов в котловой (продувочной) воде, обусловленной разгерметизацией тепловыделяющих поверхностей и коллекторов ТПК в ПГ. Указанные оценки получены для равновесного состояния на основе уравнений баланса для радиоактивности технологических сред, обусловленной присутствием в протечке ТПК контролируемых радионуклидов при стационарных режимах работы технологических систем и оборудования энергоблока АЭС в предположении постоянства значений расходов протечек ТПК и постоянства значений удельной активности реперных радионуклидов в ТПК. Для проведения оценок использовались данные из отчетов по обоснованию безопасности для Ленинградской АЭС-2 и Тяньваньской АЭС [1, 2]. При постановке задачи раннего выявления протечек ТПК в ПГ расчёт равновесных значений активности реперных радионуклидов, которые могут накапливаться в контролируемых технологических средах на ранних стадиях разгерметизации ПГ, проведен для модельной величины течи, равной 1 кг/ч.

При оценке значений равновесной активности реперных радионуклидов в котловой (продувочной) воде ПГ и в остром паре были приняты следующие упрощающие допущения:

- при разгерметизации теплопередающей поверхности ПГ расход течи ТПК остаётся неизменным;
- паропроизводительность по длине ПГ не меняется;
- реализуется быстрое перемешивание вышедшего (в виде жидкости) из дефектов теплопередающей поверхности ТПК по всему водяному объему ПГ, следовательно, радионуклид «быстро» и «равномерно» распределяется по водяному объему ПГ и затем по его паровому пространству.

Точность методов оценки равновесной активности реперных радионуклидов в котловой (продувочной) воде ПГ также зависит и от водно-химического режима (ВХР), реализуемого в ПГ. При работе АЭС с ВВЭР в циркуляционной воде ПГ происходит постоянное накопление солей, шлама, коррозионных отложений. Поддержание водно-химического режима в ПГ в пределах норм, установленных на котловую воду, обеспечивается непрерывной продувкой.

В табл. 1 приведены значения равновесной объемной активности реперных радионуклидов в котловой (продувочной) воде **нереконструированного ПГ**, рассчитанные авторами на основе значений объемной активности реперных радионуклидов в ТПК [1, 2], для модельной величины течи 1 кг/ч.

Для анализа состояния **реконструированных ПГ** водяной объем ПГ представляется в виде двух сообщающихся между собой камер: области «солевого» отсека, характеризующей условия 10-15 % общего объема ПГ с трубной поверхностью, имеющей малую тепловую нагрузку и области основного объема ПГ, расположенного за пределами выгороженного «солевого» отсека [7]. Протечка ТПК может произойти в любой из указанных камер. Не исключена также вероятность возникновения протечки одновременно в двух камерах, что усложняет задачу оценки как самой величины течи ТПК, так и мест ее локализации.

Таблица 1

Значения равновесной объемной активности реперных радионуклидов в котловой (продувочной) воде нереконструированных ПГ

Радионуклид	Период полураспада, $T_{1/2}$, ч	Объемная активность радионуклидов в ТПК, $\alpha_{ТПК}$, Бк/кг	Объемная активность радионуклидов в котловой воде, $\alpha_{КОТЛ}$, Бк/кг
^{24}Na	15.03	$3.7 \cdot 10^6$	$1.9 \cdot 10^2$
^{137}Cs	$2.6 \cdot 10^5$	$2.1 \cdot 10^6$	$1.2 \cdot 10^2$
^{131}I	192.9	$3.5 \cdot 10^6$	$1.9 \cdot 10^2$
^{132}I	2.28	$1.7 \cdot 10^7$	$5.5 \cdot 10^2$
^{133}I	21	$1.1 \cdot 10^7$	$5.8 \cdot 10^2$
^{134}I	0.89	$7.5 \cdot 10^6$	$1.5 \cdot 10^2$
^{135}I	6.7	$9.5 \cdot 10^6$	$4.3 \cdot 10^2$

Следует также отметить, что для корректного учета протечек реконструированных ПГ необходимо обладать представительной информацией о содержании реперных радионуклидов как в области «солевого» отсека ПГ, так и вне его. В связи с этим, важным моментом является достижения устойчивого представительного пробоотбора, т.е. достижения такого режима пробоотбора, при котором минимизируются возмущения, вызванные различными воздействиями, возникающими при эксплуатации АЭС (переходный режим при переключении продувки, изменение расхода продувки и др.).

Таким образом, контроль протечек реконструированного ПГ с использованием информации только об удельной активности реперных радионуклидов из области водяного объема вне «солевого» отсека не представителен.

Методы обнаружения течи, основанные на автоматизированном непрерывном контроле активности радионуклидов и ИРГ

Контроль активности газов, откачиваемых эжекторами из конденсатора турбины

Из перечисленных выше автоматизированных методов, метод определения протечек ТПК по активности парогазовой смеси на выхлопе эжекторов обладает низкой чувствительностью, кроме того, он не позволяет идентифицировать отдельные негерметичные ПГ. Основным недостатком данного метода является необходимость внесения поправок, связанных с радиоактивным распадом короткоживущих радионуклидов за время их транспортировки от места течи до точки контроля.

Показания устройств детектирования активности парогазовой смеси на выхлопе эжекторов определяются, в основном, активностью ИРГ. Наиболее значимыми являются долгоживущие радионуклиды. В табл. 2 приведены значения равновесной объемной активности реперных радионуклидов с периодами полураспада более 10 минут в парогазовой смеси на выхлопе эжекторов, рассчитанные авторами на основе значений удельной активности реперных радионуклидов в ТПК из [1, 2] для модельной величины течи 1 кг/ч.

Таблица 2

Значения равновесной объемной активности реперных радионуклидов в парогазовой смеси на выхлопе эжекторов

Радионуклид	Период полураспада, $T_{1/2}$, ч	Объемная активность радионуклидов в ТПК, $\alpha_{ТПК}$, Бк/кг	Объемная активность радионуклидов на выхлопе эжекторов $\alpha_э$, Бк/м^3
^{85m}Kr	4.48	$2.4\cdot10^{-4}$	$7.4\cdot10^{4}$
^{88}Kr	2.87	$5.7\cdot10^{-4}$	$1.7\cdot10^{5}$
^{133}Xe	126.96	$1.8\cdot10^{-3}$	$5.6\cdot10^{5}$
^{135}Xe	9.17	$1.3\cdot10^{-3}$	$4.1\cdot10^{5}$
^{133m}Xe	54.24	$2.3\cdot10^{-4}$	$7.0\cdot10^{4}$
^{135m}Xe	0.26	$1.9\cdot10^{-4}$	$5.9\cdot10^{4}$
^{138}Xe	0.28	$1.2\cdot10^{-4}$	$3.6\cdot10^{4}$

Из приведенных в табл. 2 данных следует, что для контроля радиоактивности парогазовой смеси на выхлопе основных эжекторов можно использовать существующие технические средства, измеряющие объемную активность ИРГ в трубопроводе сброса газовой среды из главных эжекторов турбины в диапазоне $3.7\cdot10^3$ – $3.7\cdot10^9$ Бк/м^3.

Контроль суммарной активности ИРГ и активности радионуклида ^{16}N в паре второго контура

В процессе работы реактора объемная активность острого пара зависит как от состояния активной зоны, так и от величины течи ПГ и не остается постоянной как по значению, так и по радионуклидному составу. Объёмная активность острого пара негерметичного ПГ обусловлена на 15-20 % ИРГ, 55-70 % изотопами азота, 3-5 % – изотопами йода [8]. Эти радионуклиды не конденсируются при последующей конденсации пара и удаляются из контура основными эжекторами турбин. В течение первых минут с начала протечки ТПК объемная активность острого пара быстро возрастает за счет присутствия ИРГ и ^{16}N, затем в течение ≈ 8 часов еще несколько увеличивается вследствие поступления в пар радионуклидов йода и других малолетучих радионуклидов.

По мере развития протечки ТПК в ПГ объемная активность острого пара в основном обусловлена наличием ИРГ и радионуклида ^{16}N.

Для контроля радиационных характеристик острого пара в проектах АЭС с ВВЭР предусматривается, в основном, два способа:

– контроль суммарной объёмной мощности дозы фотонного излучения от трубопроводов острого пара (от главного паропровода);

– контроль величины течи ТПК в ПГ путем измерения мощности γ-излучения радионуклида ^{16}N от трубопроводов острого пара (от главного паропровода).

В первом случае предусматривается сравнение значения измеряемой суммарной мощности дозы фотонного излучения от трубопроводов со значением аварийной уставки (по мощности дозы излучения). Поскольку мощность дозы излучения от трубопроводов острого пара в первую очередь определяется ИРГ и другими короткоживущими радионуклидами, активность

которых существенным образом зависит от режима работы РУ (от состояния активной зоны) и времени транспортировки радионуклидов к месту детектирования, то правомерно поставить вопрос о корректности соответствия значения аварийного уровня мощности дозы аварийному значению течи ТПК в ПГ.

Таким образом, данный метод нельзя использовать в качестве полноценной системы автоматизированного контроля величины течи ТПК, а лишь в качестве аварийной. С другой стороны, расчет значения мощности дозы излучения от трубопроводов острого пара для аварийной величины протечки 5 кг/ч дает надежный и быстродействующий механизм контроля герметичности ПГ.

Во втором случае на АЭС часто применяется монитор измерения протечек ПГ на основе спектрометра γ-излучения SGLM201 производства MGPI Франция. Основная и значительная ошибка, получаемая при использовании данного устройства, заключается в том, что в алгоритмах расчета величины течи ТПК по мощности дозы γ-излучения от ^{16}N отсутствует учет доли радионуклидов ^{16}N, распавшихся за время транспортировки от места течи до точки контроля, а учитывается только изменение концентрации ^{16}N в ТПК, вызванное изменениями мощности реактора.

2. Контроль течи ТПК в ПГ по мощности дозы излучения ^{16}N от трубопровода острого пара с учётом времени транспортировки радионуклида

Метод, основанный на измерении активности радионуклида ^{16}N в остром паре имеет следующие преимущества:

- реализуется возможность независимой идентификации и диагностики протечек ТПК для каждого из ПГ;
- чувствительность методики пропорциональна мощности реактора и не зависит от степени разгерметизации твэлов;
- исходные данные по активности ^{16}N в ТПК, требующиеся в модели расчета, возможно оценивать расчетным способом, что не требует использования дополнительного измерительного канала для контроля активности радионуклида ^{16}N в ТПК;
- не возникает проблем с учетом сорбции радионуклидов на стенках паропровода.

Кроме того, существенным преимуществом данного метода является отказ от привязки к регламенту продувки ПГ, что позволяет осуществлять непрерывный, независимый от режима продувки контроль одновременно всех ПГ энергоблока АЭС.

Недостатки данного метода обусловлены следующими факторами:

- сильная зависимость объемной активности ^{16}N в паре (в силу малости периода полураспада ^{16}N) от внешних возмущений (мощности реактора), стабильности технологических параметров работы оборудования первого и второго контуров (колебания расхода теплоносителя, паропроизводительности и др.), а также места локализации протечки ТПК;
- наличие жесткого излучения радионуклидов ^{16}N с энергией γ-квантов 6.134 МэВ определяет трудности, связанные с градуировкой измерительного комплекса;
- влияние фонового излучения радионуклида ^{16}N от активной зоны реактора и оборудования первого контура ставят жесткие требования к выбору месторасположения блоков детектирования и конструкции радиационной защиты.

Оценка мощности дозы излучения радионуклида ^{16}N от трубопровода острого пара

В соответствии с [2] объемная активность радионуклида ^{16}N в ТПК имеет разные значения в трубопроводах ТПК на входе в ПГ и на выходе из ПГ, которые значимо различаются между собой (почти на 40 % (≈38.9 %)):

$$a_{оп}^{вход} \approx 3.58\ 10^{12}\ (Бк/м^3) \quad и \quad a_{оп}^{выход} \approx 2.57\ 10^{12}\ (Бк/м^3).$$

В этой связи для оценки границ интервала возможных значений мощности дозы γ-излучения от трубопроводов острого пара в случае протечки ТПК в ПГ авторами были проведены расчеты для обоих указанных значений объемной активности ^{16}N в ТПК.

Ниже в табл. 3 приведены значения объемной активности радионуклида ^{16}N в остром паре, рассчитанные на основе значений объемной активности ^{16}N в ТПК, взятых из [2], для модельной величины течи 1 кг/ч.

Таблица 3

Значения объемной активности ^{16}N в остром паре ПГ для величины течи ТПК в ПГ 1 кг/ч

Радионуклид	Период полураспада, $T_{1/2}$, с	Объемная активность радионуклида ^{16}N в ТПК: $\alpha_{ТПК}$ Бк/м^3		Объемная активность радионуклида ^{16}N в остром паре*: $\alpha_{ОП}$ Бк/м^3	
		на входе в ПГ	на выходе из ПГ	Для значения $\alpha_{ТПК}$ на входе в ПГ	Для значения $\alpha_{ТПК}$ на выходе з ПГ
^{16}N	≈ 7.13	$3.6\cdot10^{12}$	$2.6\cdot10^{12}$	$11.6\cdot10^{4}$	$8.3\cdot10^{4}$

* приведенные значения $\alpha_{ОП}$ не учитывают распад ^{16}N за время его транспортировки от места течи ТПК к месту детектирования мощности дозы излучения.

На основе полученных значений объемной активности ^{16}N в остром паре ПГ были получены выражения для расчёта верхней ($P_в$) и нижней ($P_н$) границы интервала ожидаемых значений мощности поглощенной дозы γ-излучения от трубопровода острого пара (от фрагмента главного паропровода длиной 6 м – рис. 1), обусловленных выходом радионуклида ^{16}N из ТПК в ПГ:

$$P_В = В\cdot2.5\cdot10^{-8}\ (Гр/ч) \quad (1)$$

$$P_Н = В\cdot1.8\cdot10^{-8}\ (Гр/ч) \quad (2)$$

В формулах (1) и (2) множитель В – фактор накопления, который вводится для учёта регистрируемых детектором однократно и многократно рассеянных в защите (в стенке стальной трубы паропровода) γ-квантов и вторичного γ-излучения. Величина В (В ≥1) варьируется в различных пределах в зависимости от материала защиты и её геометрии.

В [9, 10] приведены рекомендации по учёту фактора накопления В, согласно которым при наличии защиты для моноэнергетического источника излучения рассеянное в источнике излучение можно не учитывать с погрешностью 20 %, если толщина защиты в 2.5 раза превышает длину свободного пробега γ-квантов в материале защиты (в данной случае в стали или железе). Для рассматриваемого случая данная рекомендация неприемлема, т.к. для энергии излучения 6.134 МэВ значение длины свободного пробега γ-квантов в железе составляет 4.17 см, а толщина защиты (толщина трубы паропровода) равна 2.5 см, следовательно, при расчете мощности поглощенной дозы излучения от паропровода острого пара необходимо учитывать фактор накопления излучения в защите в виде сомножителя В ≥1. Это означает, что для модельной величины течи ТПК 1 кг/ч фиксируемые детектором значения мощности дозы будут несколько

выше, т.е. будут превышать рассчитанные выше значения $1.8 \cdot 10^{-8}$ (Гр/ч) и $2.5 \cdot 10^{-8}$ (Гр/ч).

При получении соотношений (1), (2) для оценки интервала значений мощности поглощенной дозы γ-излучения от трубопровода острого пара ПГ использовались формулы, для расчёта мощности поглощенной дозы γ-излучения от (моделирующего паропровод ПГ рис. 1) объемного цилиндрического источника с самопоглощением за защитой [9, 10]. Значения параметров модели, используемой для расчёта, приведены в табл. 4.

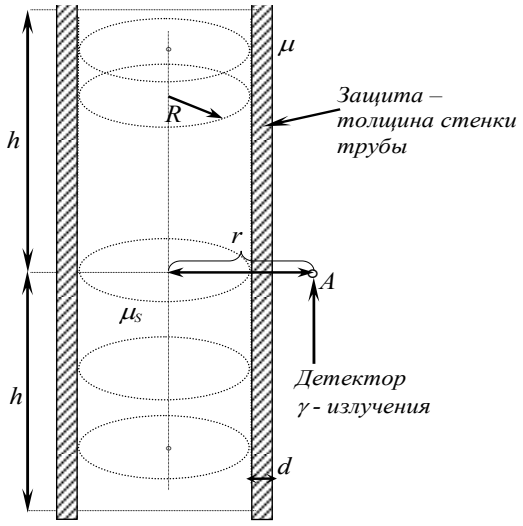

Рис. 1. Расположение точки контроля А при измерении мощности поглощенной дозы γ-излучения от моделирующего паропровод ПГ (и фильтр СВО) объемного цилиндрического источника с самопоглощением за защитой (расшифровка используемых на рисунке обозначений приведена ниже в табл. 4 и табл. 7).

Таблица 4

Параметры модели и характеристики γ - поля, используемые при расчёте мощности поглощенной дозы (Р) γ-излучения от трубопроводов острого пара [1, 2, 9]

Наименование параметра	**Значение параметра**
Толщина стенки паропровода, (толщина защиты – d)	d = 2.5 см (0.025 м);
Диаметр (D) трубы паропровода острого пара (радиус цилиндра – R при расчёте мощности дозы излучения)	D = 600 мм (0.6 м); R = 300 мм (0.3 м);
Длина фрагмента паропровода, (длина цилиндра – 2h)	h = 300 см (3 м);
Расстояние от оси цилиндра до детектора, r	r = 45 см (0.45 м);
Линейный коэффициент ослабления γ-излучения* в источнике (водяной пар), μ_S	$\mu_{S(в)} = 0.027$ см$^{-1}$ – для воды; $\mu_{S(п)} = 0.918 \cdot 10^{-3}$ см$^{-1}$ – для пара;
Линейный коэффициент ослабления γ-излучения* в материале защиты (железо),	μ = 0.240 см$^{-1}$;
*Энергия излучения ^{16}N, E	E = 6.134 МэВ;

Из соотношений (1) и (2) следует, что процедуру оперативного обнаружения протечки ТПК (не менее чем 1 кг/ч) в ПГ по мощности дозы фотонного излучения от трубопроводов острого пара можно реализовать, разместив у паропровода острого пара средства измерения с нижней границей диапазона измерения мощности дозы γ-излучения $1 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч.

Далее следует отметить, что для получения корректной оценки величины течи ТПК в ПГ по мощности дозы излучения от трубопровода острого пара, обусловленной наличием радионуклида ^{16}N в протечке ТПК, необходимо учитывать малую величину периода полураспада радионуклида ^{16}N (≈ 7с). То есть необходимо корректно учесть долю попадающего из ТПК в ПГ радионуклида ^{16}N, не дошедшего до места установки детектора γ-излучения вследствие распада ^{16}N за время его транспортировки от места протечки к точке контроля:

– за время выхода радионуклида ^{16}N из теплоносителя первого контура в котловую воду и его транспортировки по парогенератору к коллектору пара;

– за время транспортировки ^{16}N с паром по паровому коллектору и главному паропроводу от ПГ до точки измерения мощности дозы γ-излучения на паропроводе.

Оценка времени транспортировки радионуклида ^{16}N от дефектного элемента в ПГ к точке контроля

Для оценки доли радионуклида ^{16}N, распавшегося в ПГ при транспортировке к месту измерения мощности дозы (детектору, размещенному у главного праропровода), нужно оценить величину интервала времени от выхода радионуклида ^{16}N из дефектов теплообменных трубок или трубопроводов и до его доставки с паром к месту детектирования. В данной работе обоснование «механизма» выхода радионуклида ^{16}N из ТПК в котловую воду ПГ и вариантов его транспортировки к патрубкам коллектора пара основано:

– на данных о растворимости азота в воде при различных температурах и давлении [11];

– на результатах экспериментальных исследований механизмов теплопередачи, массообмена и сепарации пара в ПГ [12].

Вытекающий из дефектов теплообменных трубок ТПК с температурой ≈ 306 °С попадает в межтрубное пространство ПГ при давлении котловой воды ≈ 6.8 МПа. Согласно данным о растворимости азота в воде [11], при температуре менее 300 °С и давлении меньше 10 МПа растворимость азота в воде равна нулю, поэтому растворённый в ТПК радионуклид ^{16}N при попадании в котловую воду сразу же образует парогазовые пузыри и в виде пузырей всплывает из котловой воды к зеркалу испарения и далее в виде паров уносится в паровой объём ПГ и к патрубкам коллектора пара, не возвращаясь в зону пароводяной смеси при осушении пара на жалюзийном сепараторе ПГ. В этой связи время транспортировки радионуклида ^{16}N от дефектов трубчатки к коллектору пара определяется соответственно:

– временем всплытия парогазовых пузырей ^{16}N из водяного объёма ПГ к зеркалу испарения;

– гидравлическим сопротивлением движению пароводяной смеси со стороны ПДЛ (погруженный дырчатый лист);

– временем прохождения паров азота парового объёма ПГ до вхождения в патрубки коллектора пара.

В реальных условиях эксплуатации ПГ основными факторами, влияющими на величину временного интервала транспортировки радионуклида ^{16}N в ПГ, являются:

– **глубина всплытия пузырей ^{16}N к зеркалу испарения** – зависит от места расположения дефекта на трубчатке, от уровня расположения в ПГ зеркала испарения (который значимо варьируется в различных точках ПГ и зависит от множества фак-

торов таких, как мощность реактора, месторасположение раздающих коллекторов питательной воды, близость расположения к горячему коллектору ТПК и др. [12]);

– **скорость всплытия пузырей** ^{16}N – зависит от «глубины всплытия», температуры, давления и плотности котловой воды, от режима всплытия пузырей (всплытие одиночных пузырей или всплытие группы «слипшихся» пузырей);

– **отсутствие или наличие гидравлического сопротивления движению пароводяной смеси в межтрубном пучке**, возникающего в различных режимах теплопередачи и при различных режимах циркуляции потоков котловой воды в коридорах трубного пучка (как отмечается в [12], в ПГ режимы теплопередачи от теплообменных трубок к котловой воде характеризуются наличием развитого пузырькового кипения на наружной поверхности теплообменных трубок, при этом в некоторых режимах циркуляции котловой воды в межтрубном пучке наблюдается возникновение паровых пузырей, экранирующих стенки теплообменных трубок, затрудняющих теплопередачу и препятствующих свободному всплытию парогазовых пузырей к зеркалу испарения);

– **влияние затеснения в межтрубном пространстве на скорость всплытия пузырей** ^{16}N;

– **гидравлическое сопротивление движению пароводяной смеси со стороны ПДЛ** при выравнивании паровой нагрузки;

– **гидравлическое сопротивление движению пара и пароводяной смеси со стороны ППДЛ** (пароприёмного дырчатого листа), расположенного над границей действительного уровня перед жалюзийным сепаратором;

– **наличие (или отсутствие) выбросов** пара из-под закраины и влияние этого фактора на величину средней скорости выхода пара с зеркала испарения и др.

Поскольку при оценке времени транспортировки радионуклида ^{16}N с парогазовыми пузырями из котловой воды к патрубкам коллектора пара сложно учесть влияние всех перечисленных выше факторов, присутствующих при работе ПГ, то в данной работе для приближённой интервальной оценки времени транспортировки радионуклида ^{16}N из дефектов теплообменных трубок к патрубкам парового коллектора учтены только следующие основные факторы:

– скорость и глубина свободного всплытия одиночных парогазовых пузырей ^{16}N из водяного объёма ПГ к границе зеркала испарения;

– характер гидравлического сопротивления ПДЛ движению пароводяной смеси;

– средняя приведённая скорость выхода пара с зеркала испарения для ПГВ-1000.

Для обеспечения устойчивой гидродинамики циркулирующей котловой воды со стороны второго контура ПГ в теплообменном пучке имеются три вертикальных коридора, по которым образовавшиеся парогазовые пузыри всплывают к зеркалу испарения.

Оценка скорости всплытия парогазовых пузырей из котловой воды

Оценку скорости всплытия W_o одиночного пузыря водяного пара или газа (азота ^{16}N) можно получить по формуле, приведенной в [13] для модели двухфазного адиабатического потока в вертикальных каналах:

$$W_o(\text{м/с}) = 1.53 \cdot \left(\frac{g \cdot \sigma \cdot (\rho_ж - \rho_г}{\rho_ж^2} \right)^{\frac{1}{4}} \pm 30\%, \quad (3)$$

здесь:

σ – коэффициент поверхностного натяжения между двухфазной системой вода – пар (для котловой воды при 280 °C $\sigma \approx 1.9 \cdot 10^{-2}$ (н/м));

$\rho_ж$ – плотность жидкости (для котловой воды при 280 °C и 6.8 МПа $\rho_ж \approx 751.315$ (кг/м^3));

$\rho_{пв}$ – плотность паров котловой воды (при 280 °C и 6.8 МПа $\rho_{пв} \approx 35.957$ кг/м^3);

$\rho_г$ – плотность всплывающих пузырей газа – в данном случае это $\rho_{^{16}N_{22}}$ или $\rho_{пв}$;

$\rho_{^{16}N_2}$ – плотность паров молекул $^{16}N_2$ в котловой воде при 280 °C и 6.8 МПа составляет

$\rho_{^{16}N_2} \approx 47.36$ кг/м^3 (величина $\rho_{^{16}N_2}$ рассчитана в приближении идеального газа по уравнению Менделеева – Клапейрона);

g – ускорение свободного падения (≈ 9.8 м/с^2);

Для оценки скорости всплытия группы «слипшихся» пузырей $W_{груп}$ в [13] приведена формула с поправкой ψ на «групповое всплытие» пузырей:

$$W_{груп} = \psi W_o \quad (4)$$

где W_o – скорость всплытия одиночных пузырей,

$$\psi = 1.4 \cdot \left(\frac{\rho_ж}{\rho_г} \right)^{0.2} \cdot \left(1 - \frac{\rho_г}{\rho_ж} \right)^5 \quad (5)$$

Для приведённых выше исходных данных, рассчитанные по формуле (3) величины скорости всплытия одиночных пузырей W_o водяного пара и пузырей $^{16}N_2$ составляют:

$$W_o(H_2O) = 0.191 \approx 0.2 \text{ (м/с)} \quad \text{и} \quad W_o(^{16}N_2) = 0.189 \approx 0.2 \text{ (м/с)}.$$

Следовательно, учитывая погрешность формулы (1), можно считать, что скорость всплытия одиночных парогазовых пузырей воды и ^{16}N из пароводяного объёма ПГ к границе действительного уровня пароводяной смеси составляет от ≈ 0.14 (м/с) до ≈ 0.26 (м/с).

Как отмечается в работе [13] скорость группового всплытия пузырей может существенно превышать скорость всплытия одиночных пузырей. Для рассматриваемого случая, полученная по формуле (5) поправка для скорости группового всплытия пузырей пара и изотопа азота $^{16}N_2$ соответственно составляет:

$$\psi(H_2O) \approx 2.012 \quad \text{и} \quad \psi(^{16}N_2) \approx 1.757$$

С учётом полученных значений поправки ψ на групповое всплытие пузырей можно считать, что в среднем величина скорости всплытия группы парогазовых пузырей ($H_2O + {}^{16}N_2$) из котловой воды составляет ≈ 0.4 (м/с) $\pm$ 30 %.

Транспортировка ^{16}N по ПГ с учётом гидравлического сопротивления ПДЛ движению пароводяной смеси

Всплывая к зеркалу испарения парогазовые пузыри ($H_2O + {}^{16}N_2$) проходят зону расположения ПДЛ, который установлен над верхним уровнем пучка теплообменных труб и предназначен для выравнивания паровой нагрузки. Гидравлическое сопротивление ПДЛ зависит от паровой нагрузки и от режима течения пароводяной смеси через ПДЛ, от площади живого сечения отверстий ПДЛ и наличия под ПДЛ так называемой «паровой подушки», которая

образуется при увеличении паровой нагрузки ПГ. Термином «паровая подушка» обозначают зону, расположенную ниже ПДЛ с истинным объёмным паросодержанием ≈ 0.85 [12], толщина паровой подушки зависит от паровой нагрузки ПГ.

При малых паровых нагрузках через ПДЛ проходит пароводяная смесь [12], содержащая пузыри $H_2O + {}^{16}N_2$, при этом парогазовые пузыри ($H_2O + {}^{16}N_2$) могут проходить (т.е. «всплывать») через отверстия ПДЛ и двигаться далее к зеркалу испарения в виде пузырей. При увеличении паровой нагрузки сопротивление ПДЛ соответствует проходу через ПДЛ чистого пара [12]. В этом случае при прохождении зоны с высоким паросодержанием под ПДЛ пароводяная смесь, содержащая ${}^{16}N_2$, будет превращаться в пар и проходить через отверстия ПДЛ в виде паров и далее в виде паров двигаться к патрубкам коллектора пара.

При высокой паровой нагрузке максимальная скорость пара через отверстия ПДЛ может достигать (локально на стороне горячего коллектора) величины 6 – 12 (м/с), однако площадь «живого сечения» ПДЛ и высота его установки над трубным пучком подобраны с учётом выравнивания скоростей пара над ПДЛ и в соседних с ним секциях до значения не более ≈ 0.3 – 0.4 (м/с) [12]. Поэтому можно считать, что при прохождении явно выраженной паровой подушки значительная доля парогазовых пузырей превратится в однофазную парогазовую смесь и устремится через ПДЛ в паровой объём ПГ со скоростью ≈ 0.3 (м/с) – 0.4 (м/с).

Таким образом, из представленного выше анализа следует, что сложно определить и учесть при оценке времени транспортировки изотопа ${}^{16}N$ в ПГ характер поведения пароводяной смеси и парогазовых пузырей в зоне расположения ПДЛ, который зависит от множества факторов, таких как паровая нагрузка, наличие выбросов пара из-под закраины, близости раздаточных коллекторов питательной воды и др. Поэтому в данной работе при оценке времени транспортировки изотопа азота ${}^{16}N$ по ПГ рассмотрены оба возможных случая транспортировки парогазовых пузырей азота ${}^{16}N$ в зоне установки ПДЛ.

В первом случае оценка скорости транспортировки изотопа ${}^{16}N$ через ПГ получена для той доли парогазовых пузырей ${}^{16}N$, которые остаются пузырями при прохождении зоны ПДЛ, т.е. транспортируются (оставаясь пузырями) от дефектов теплообменных труб до зеркала испарения со скоростью от ≈ 0.14 (м/с) до ≈ 0.26 (м/с), и далее уже в виде паров пересекают паровое пространство ПГ со скоростью ≈ 0.3 (м/с).

Во втором случае оценка скорости транспортировки изотопа ${}^{16}N$ через ПГ получена для доли парогазовых пузырей ${}^{16}N$, которые после прохождения зоны паровой подушки под ПДЛ в виде однофазной парогазовой смеси со скоростью ≈ 0.3 (м/с) движутся по ПГ до патрубков коллектора пара.

Оценка интервала времени всплытия пузырей ($H_2O + {}^{16}N_2$) к зеркалу испарения

Оценка характеризует долю парогазовых пузырей азота ($H_2O + {}^{16}N_2$), которые не разрушаются при прохождении зоны ПДЛ, т.е. всплывают в виде пузырей от дефектов теплообменных труб до зеркала испарения со скоростью от ≈ 0.14 м/с до ≈ 0.26 м/с.

Согласно представленным в [12] результатам правомерно считать, что для ПГВ-1000 с реконструированной системой водопитания при 100 % паровой нагрузке зеркало испарения располагается над ПДЛ в пределах от 90 мм до 600 мм, т.е. на уровне 2540 мм – 3050 мм от нижней образующей ПГ. Учитывая, что нижний край трубного пучка расположен практически на уровне нижней образующей ПГ (т.е. на расстоянии 9 мм выше неё), а верхний – на уровне ≈ 2200 мм, можно считать, что глубина всплытия пузырей к зеркалу испарения может варьироваться в пределах от ≈ 340 мм (0.34 м) до ≈ 3050 мм (3.05 м).

Как отмечалось выше, в условиях эксплуатации ПГ на мощности средняя скорость всплытия одиночных парогазовых пузырей (H_2O + $^{16}N_2$) из котловой воды лежит в интервале от 0.14 м/с до 0.26 м/с, поэтому в зависимости от места расположения дефекта на трубном пучке (в предположении отсутствия «затеснения» пузырей в межтрубном пространстве и отсутствия сопротивления движению пузырей со стороны ПДЛ) время, необходимое на всплытие пузырей к зеркалу испарения, может составлять от ≈ 1.3 с до ≈ 21.8 с.

Оценка интервала времени всплытия пузырей (H_2O + $^{16}N_2$) к ПДЛ

Данная оценка характерна для случая, когда сопротивление движению пароводяной смеси со стороны ПДЛ соответствует прохождению чистого пара и большая часть парогазовых пузырей H_2O + $^{16}N_2$, попадая в зону паровой подушки, превращается в пар и от ПДЛ транспортируется к патрубкам парового коллектора уже в виде паров. В этом случае пузыри (H_2O + $^{16}N_2$), всплывая из котловой воды, проходят расстояние от дефектов трубного пучка до ПЛД. Поскольку высота установки ПДЛ для ПГВ-1000 составляет 2450 мм от нижней образующей, то глубина всплытия пузырей от дефектов трубного пучка к ПДЛ варьируется в пределах от ≈ 260 мм (0.26 м) до ≈ 2440 мм (2.44 м). Следовательно, при скорости всплытия от ≈ 0.14 м/с до ≈ 0.26 м/с время всплытия пузырей составит от ≈ 1 с до ≈ 17.4 с.

Оценка времени транспортировки паров ^{16}N от ПЛД и от зеркала испарения к патрубкам коллектора пара

Транспортировка паров ^{16}N от зеркала испарения

Поскольку уровень зеркала испарения для ПГВ-1000 с реконструированной системой водопитания при 100 % нагрузке ПГ располагается над ПДЛ в пределах от 90 мм до 600 мм (т.е. на уровне 950 мм (0.95 м) – 1460 мм (1.46 м) от верхней образующей ПГ) [12], то при скорости пара ≈ 0.3 (м/с) на транспортировку паров ^{16}N от зеркала испарения к патрубкам парового коллектора необходимо от ≈ 3.2 с до ≈ 5 с.

Транспортировка паров ^{16}N от ПДЛ

Высота установки ПДЛ для ПГВ-1000 составляет 2450 мм от нижней образующей, поэтому от ПДЛ до патрубков парового коллектора пары ^{16}N проходят расстояние, равное ≈ 1550 мм, следовательно, при скорости ≈ 0.3 м/с, время транспортировки паров ^{16}N составит ≈ 5.2 с.

Оценка суммарного интервала времени транспортировки радионуклида ^{16}N по ПГ

В зависимости от способа прохождения пузырей ^{16}N зоны под ПДЛ, получены следующие оценки для временных интервалов транспортировки изотопа ^{16}N в пароводяном и паровом объёмах ПГ:

На всплытие пузырей к зеркалу испарения	– от ≈ 1.3 с до ≈ 21.8 с.;
На транспортировку паров к патрубкам от зеркала испарения	– от ≈ 3.2 с до ≈ 5 с.;
На всплытие пузырей к уровню установки ПДЛ	– от ≈ 1 с до ≈ 17.4 с.;
На транспортировку паров к патрубкам от уровня ПДЛ	– от ≈ 5.2 с.

Следовательно, в зависимости от места дефекта на трубном пучке, временной интервал необходимый на транспортировку изотопа азота ^{16}N к коллектору пара может составить:

- при переходе пузырей в пар на зеркале испарения от ≈ 6.3 с до ≈ 25.0 с;
- при переходе пузырей в пар на уровне установки ПДЛ: от ≈ 6.2 с до ≈ 22.6 с.

Поскольку при эксплуатации ПГ одновременно могут реализовываться оба рассмотренных случая, т.е. часть парогазовых пузырей превращается в пар на отметке зеркала испарения, а какая-то часть пузырей превращается в пар уже при прохождении зоны установки ПДЛ (при этом соотношение расхода воды и пара через ПДЛ в среднем составляет 0.4), то целесообразно усреднить значения соответствующих границ для найденных временных интервалов транспортировки изотопа азота ^{16}N в ПГ. Поэтому при протечке ТПК в ПГ на транспортировку изотопа ^{16}N к патрубкам парового коллектора в среднем (в зависимости от места течи) может понадобиться интервал времени от ≈ 6 с до ≈ 24 с.

Ниже в табл. 5 сведены полученные результаты оценки временных интервалов транспортировки радионуклида ^{16}N в пароводяном и паровом объёмах ПГ при скорости всплытия пузырей от ≈ 0.14 м/с до ≈ 0.26 м/с и скорости движения пара ≈ 0.3 м/с.

Таблица 5

Оценки временных интервалов транспортировки ^{16}N в пароводяном и паровом объёмах ПГ

Вид транспортировки ^{16}N по ПГ	Возможное время транспортировки		Общее время транспортировки ^{16}N в ПГ	Характеристика участков транспортировки
	min	***max***		
Переход пузырей в пар на уровне зеркала испарения				
Всплытие пузырей к зеркалу испарения	от 1.3 с	до 21.8 с	от 6.3 с до 25.0 с	Минимальная глубина всплытия пузырей к зеркалу испарения ≈ 340 мм. Максимальная глубина всплытия пузырей к зеркалу испарения ≈ 3040 мм.
Транспортировка пара от зеркала испарения к паровому коллектору	от 3.2 с	до 5 с		Минимальная высоты парового пространства ПГ ≈ 950 мм. Максимальная высота парового пространства ПГ ≈ 1460 мм.
Переход пузырей в пар на уровне ПДЛ - в зоне паровой подушки				
Всплытие пузырей к ПДЛ	от 1.0 с	до 17.4 с	от 6.2 с до 22.6 с	Минимальная глубина всплытия пузырей к ПДЛ = 260 мм. Максимальная глубина всплытия пузырей к ПДЛ = 2441 мм.
Транспортировка пара от ПДЛ к паровому коллектору	5.2 с			Расстояние от ПДЛ до патрубков парового коллектора ≈ 1550 мм.

Следует отметить, что полученные значения интервалов времени для транспортировки в ПГ радионуклида ^{16}N при протечке ТПК на трубчатке можно считать «усреднёнными», поскольку при их оценке не учитывались некоторые «трудноучитываемые на уровне конкретных числовых значений» факторы, влияющие как на увеличение скорости транспортировки радионуклида ^{16}N в ПГ, так и на её уменьшение:

– «затеснение» парогазовых пузырей ^{16}N в коридорах трубного пучка и замедление их скорости транспортировки;

– «слипание» части пузырей в группу пузырей и увеличение скорости всплытия группы «слипшихся» пузырей от ≈ 0.3 м/с до ≈ 0.5 м/с;

– наличие выбросов пара в паровой объём из-под закраины ПДЛ при работе ПГ на номинальной мощности и, как следствие, увеличение скорости доставки паров ^{16}N к патрубкам парового коллектора;

– реальная неравномерность поля скоростей пара над ПДЛ в близи горячего коллектора ТПК в горячем торце ТПК и в других частях ПГ в зависимости от наличия или отсутствия выбросов пара из-под закраины и влияние этого фактора на величину средней скорости выхода пара с зеркала испарения;

– близость местоположения дефекта трубчатки к раздаточным коллекторам питательной воды (с температурой от 164 до 220 °С в зависимости от режима работы подогревателя питательной воды), что может влиять на снижение «скорости выхода» ^{16}N из ТПК в котловую воду и другие факторы.

Оценка времени транспортировки пара от парогенератора к точке контроля

Острый пар, выходя из ПГ через 10 патрубков и пароотводящих труб, входит в коллектор пара и оттуда подаётся в соединённый с коллектором главный паропровод. На выходе из ПГ при температуре 278.5 °С и давлении 6.28 МПа плотность острого пара составляет $\rho \approx 34$ (кг/м³) [14]. В этом случае при массовом расходе пара через главный паропровод $G_{оп} = 1.47 \cdot 10^6$ (кг/ч), объёмный расход пара составит $GV_{оп} = 4.32 \cdot 10^4$ (м³/ч). Поэтому при радиусе главного паропровода $R_{пп} = 0.315$ м линейная скорость $V_{гп}$ пара в главном паропроводе составляет:

$$v_{гп} = \frac{GV_{оп}}{\pi R_{пп}^2} = \frac{4.32 \cdot 10^4 (м^3/ч)}{0.31 (м^2)} \approx 13.94 \cdot 10^4 (м/ч) \approx 38.71 (м/с)$$

При указанном значении линейной скорости пара в главном паропроводе время его транспортировки от ПГ к месту установки детектора измерения мощности дозы γ-излучения составит менее 1 с.

Общее время транспортировки ^{16}N от дефекта в ПГ к точке контроля

Как отмечалось выше, при протечке ТПК в ПГ на транспортировку изотопа ^{16}N к патрубкам парового коллектора (в зависимости от места течи) в среднем может понадобиться интервал времени от ≈ 6 с до ≈ 24 с. Поэтому, с учётом времени транспортировки пара по трубопроводу от ПГ к месту установки детектора измерения мощности дозы γ-излучения, которое не превышает 1 с, можно считать, что при протечке ТПК в ПГ на транспортировку изотопа ^{16}N от дефекта в ПГ к месту измерения мощности дозы излучения от трубопроводов острого пара в среднем требуется интервал времени от ≈ 7 с до ≈ 25 с.

Влияние времени транспортировки ^{16}N к точке контроля на оценку величины течи ТПК по значению мощности дозы излучения от трубопровода острого пара

Уже отмечалось выше, что при оценке времени транспортировки ^{16}N в ПГ из-за сложности учета характера поведения пароводяной смеси и парогазовых пузырей в зоне расположения ПДЛ можно получить только приближённые интервальные оценки для времени транспортировки ^{16}N в пароводяном и паровом объёмах ПГ. При этом значения оценок для времени транспортировки ^{16}N в ПГ сопоставимы с величиной периода полураспада ^{16}N (≈ 7 с) и это необходимо учитывать для корректной оценки величины течи ТПК по данным измерений активности острого пара.

С учётом величины периода полураспада ^{16}N интервальный характер полученных приближённых оценок и невозможность учёта всех влияющих факторов на оценку величины времени транспортировки ^{16}N в ПГ являются источником значимой неопределенности в получаемых результатах расчета величины течи, основанных на контроле мощности дозы излучения ^{16}N от трубопровода острого пара.

Оценив значения интервала времени транспортировки ^{16}N от дефектов трубчатки до входа в паропровод острого пара необходимо откорректировать приведенные выше выражения (1), (2) для расчета значений мощности дозы излучения $P_В$, $P_Н$ от трубопровода острого пара при протечке ТПК в ПГ с расходом 1 кг/ч, полученные без учета распада радионуклида ^{16}N за время его транспортировки от места дефекта к точке контроля.

Поскольку при протечке ТПК в ПГ на транспортировку ^{16}N к месту измерения мощности дозы от трубопроводов острого пара в среднем требуется интервал времени от ≈ 7 с до ≈ 25 с, то при величине периода полураспада радионуклида ^{16}N ≈ 7 с за данный интервал времени распадётся от ≈ 50 % до ≈ 92 % радионуклида ^{16}N, попавшего из ТПК в ПГ, следовательно, из-за распада ^{16}N произойдёт уменьшение измеренного значения объёмной активности острого пара (по ^{16}N) в точке детектирования на величину от ≈ 50 % до ≈ 92 %. Поэтому при измерении мощности дозы от трубопроводов острого пара по ^{16}N в диапазоне от $1.8 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч до $2.5 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч реальная величина протечки ТПК в ПГ (вследствие распада радионуклида ^{16}N) может варьироваться от ≈ 2 кг/ч до ≈ 7 кг/ч, т.е. превышать от ≈ 2 до ≈ 7 раз используемую при расчётах (без учета распада ^{16}N за время транспортировки) исходную модельную величину течи, равную 1 кг/ч.

Результаты представленного анализа свидетельствуют, что при оценке величины течи ТПК в ПГ по активности острого пара, как наиболее оперативной, велика вероятность значительных отклонений получаемых результатов от их истинных значений, поскольку неопределенность места течи в ПГ и наличие ряда факторов, определяющих механизмы теплопередачи, массообмена и сепарации пара в ПГ, существенно влияют на возможность корректной оценки времени транспортировки радионуклидов к месту детектирования мощности дозы излучения. Это особенно актуально для определения величины течи ТПК по вкладу в детектируемую мощность дозы излучения короткоживущих радионуклидов (в первую очередь ^{16}N).

3. Контроль течи ТПК в ПГ по мощности дозы излучения от фильтров СВО продувочной воды парогенераторов

При нарушении герметичности теплопередающей поверхности парогенераторов, теплоноситель первого контура, содержащий радиоактивные газы, изотопы йода ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I, ^{135}I, а также растворенные активированные примеси (радионуклиды ^{24}Na, ^{42}K, ^{137}Cs и др.) попадает в котловую воду. В процессе генерации пара газы уносятся из воды, а изотопы йода и радионуклиды ^{24}Na, ^{42}K, ^{137}Cs на 99 % остаются в ней. Поэтому появление течи ТПК приведет к накоплению на фильтрах СВО указанных выше радионуклидов. Размещая устройство детектирования у фильтров СВО можно реализовать процедуру обнаружения течи ТПК в ПГ, контролируя значение мощности поглощенной дозы γ-излучения от фильтров СВО.

В данной работе для реализации процедуры контроля течи ТПК в ПГ в качестве репера выбран радионуклид ^{24}Na из-за его 100 % выхода для γ-линий с энергиями E =1368 кэВ и E =2753 кэВ и существенного вклада в активность ТПК. Вклад излучения от посторонних радионуклидов при регистрации мощности дозы от фильтров СВО будет наименьшим.

Значения объемной активности ^{24}Na в продувочной воде и на фильтре СВО, рассчитанные для модельной величины течи 1 кг/ч, приведены в табл. 6. При проведении расчётов за основу приняты технические характеристики фильтров СВО на ТАЭС [2].

Таблица 6

Значение объемной активности радионуклида ^{24}Na на фильтре СВО

Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$, ч	Объемная активность радионуклида в продувочной воде $\alpha_{пр.в}$, Бк/м^3	Объемная активность радионуклида на фильтре $\alpha_{ф}$, Бк/м^3
^{24}Na	15.03	$1.7 \cdot 10^4$	$1.1 \cdot 10^7$

На основе полученных значений объемной активности ^{24}Na в продувочной воде и на фильтре СВО были рассчитаны ожидаемые значения мощности поглощенной дозы γ-излучения от фильтров, обусловленных выходом ^{24}Na из ТПК в ПГ. Расчеты проведены для γ-линий радионуклида ^{24}Na с энергиями: 1.4 МэВ и 2.8 МэВ:

$$P(E_1 = 1.4 \text{ МэВ}) = B \cdot 5.1 \cdot 10^{-6} \text{ (Гр/ч)}, \quad (6)$$

$$P(E_2 = 2.8 \text{ МэВ}) = B \cdot 1.4 \cdot 10^{-6} \text{ (Гр/ч)}, \quad (7)$$

где B – фактор накопления излучения.

Оценка мощности поглощенной дозы γ-излучения от фильтров СВО проведена по формулам для расчёта мощности поглощенной дозы γ-излучения от объемного цилиндрического источника (рис. 1) с самопоглощением за защитой [9, 10] при допущении, что накопленные фильтром радионуклиды равномерно распределены по объему фильтра. Поскольку фильтр СВО заполнен ионообменной смолой с плотностью $\rho_{см} \approx 1.2$ г/см^3 и продувочной водой с плотностью $\sigma_{пв} \approx 0.8$ г/см^3, то при выборе величины линейного коэффициента ослабления γ-излучения в источнике μ_S сделано допущение, что усредненное значение плотности среды в фильтре СВО сопоставимо с плотностью воды $\rho_в \approx 1$ г/см^3.

Значения параметров модели и характеристики γ-излучения, используемые при расчёте мощности поглощенной дозы γ-излучения (P) от фильтра СВО по ^{24}Na, приведены в табл. 7.

Таблица 7

Параметры модели и характеристики γ - поля, используемые при расчёте мощности поглощенной дозы излучения от фильтра СВО по ^{24}Na для энергий излучения E_1 и E_2

Наименование параметра	Значение параметра [1, 2, 9]
Толщина стенки фильтра, (толщина защиты – d)	$d = 1$ см;
Радиус цилиндра – R (моделирующего фильтр СВО при расчёте мощности дозы излучения).	$D = 1500$ мм; $R = 0.75$ м;
Длина цилиндра – (длина фильтра СВО)	$2h = 1.36$ м;
Расстояние от оси цилиндра до детектора, r	$r = 1$ м;
Линейные коэффициенты ослабления γ-излучения в источнике для энергий E_1 и E_2, μ_{S1} и μ_{S2}	$\mu_{S1} \approx 0.06$ см$^{-1}$; $\mu_{S2} \approx 0.04$ см$^{-1}$;
Линейные коэффициенты ослабления излучения в материале защиты (железо): μ_1, μ_2 для энергий E_1 и E_2	$\mu_1 \approx 0.4$ см$^{-1}$; $\mu_2 \approx 0.29$ см$^{-1}$;
Энергии излучения радионуклида ^{24}Na, E	$E_1 = 1.369$ МэВ; $E_2 = 2.754$ МэВ.

Из полученных для оценки мощности дозы излучения выражений (6), (7) следует, что процедуру оперативного обнаружения протечки ТПК (не менее чем 1 кг/ч) в ПГ по мощности дозы фотонного излучения от фильтров СВО продувочной воды ПГ можно реализовать, разместив у фильтров средства измерения с нижней границей диапазона измерения мощности дозы γ-излучения $1 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч.

Используя данный метод можно зафиксировать факт протечки ТПК в ПГ на ранней стадии, но нельзя определить в каком именно ПГ (или в какой части реконструированного ПГ – в области «солевого» отсека ПГ или вне его) произошла разгерметизация. Данный метод существенно уступает по оперативности методам контроля течи на основе контроля активности острого пара, поскольку также зависит и от реализуемых режимов продувки ПГ.

Выбор технических средств для реализации процедур контроля течи ТПК на АЭС

Как уже отмечалось выше, радиационный контроль герметичности трубопроводов и оборудования РУ, основанный на контроле уровня активности заданных (реперных) радионуклидов в технологических средах РУ, является более эффективным в сравнении с контролем общего (интегрального) уровня активности технологических сред, окружающих дефектные элементы. Это обусловлено как возможностью корректного учёта изменений значений активности и концентрации в ТПК для заданных радионуклидов, обусловленных изменениями в режиме работе РУ, так и более детальным учётом механизма и времени их транспортировки к месту детектирования, что особенно актуально для короткоживущих радионуклидов.

Следует отметить, что в последнее время появился ряд технических средств контроля (радиометров-спектрометров), разработанных в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», которые могут быть использованы для определения активности в контролируемой среде отдельных реперных радионуклидов, а не только суммарной активность среды, что позволяет более точно определять величину течи ТПК при реализации процедур контроля.

Общими преимуществами вновь разработанных радиометров-спектрометров (по сравнению с существующими аналогами) являются:

- высокая избирательность (достоверный контроль 3–4 наиболее информативных реперных радионуклидов);
- полноценный спектрометрический режим измерений с получением и использованием непрерывного амплитудного распределения импульсов всего аппаратурного γ-спектра (соответствующего заданному энергетическому диапазону для спектрометра энергий ионизирующего излучения);
- прецизионный алгоритм автоматической обработки информации, включающий:
  - построение математической модели;
  - обработку каждого аппаратурного γ-спектра;
  - идентификацию радионуклидного состава (с возможностью распознавания реального вклада ионизирующего излучения различных радионуклидов в аппаратурных фотопиках);
  - расчёт активности обнаруженных радионуклидов с динамическим учётом фона;
  - расчёт погрешности измерения;
  - оценку минимальной измеряемой активности для заданных радионуклидов.

Применение указанных радиометров-спектрометров обеспечивает успешное решение следующих задач:

– обнаружение появления утечки радиоактивных веществ через защитные барьеры (оболочки твэлов, внешний контур оборудования с теплоносителем первого контура, гермооболочку), причем, на самой ранней фазе развития негерметичности;
– оперативного поиска места течи и оценки ее величины;
– оперативной оценки и прогнозирования радиационной обстановки в технологических помещениях АЭС;
– оперативной оценки и прогнозирования радиационной обстановки в окружающей среде.

Одним из таких технических средств является разработанный в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» радиометр-спектрометр МЖГ-040 (рис. 2), предназначенный для автоматизированного непрерывного измерения объёмной активности радионуклидов в жидкости, протекающей через измерительную емкость (как для отдельных радионуклидов, например, ^{24}Na, ^{137}Cs, ^{134}Cs и др. – три-четыре радионуклида-репера, так и их суммарной активности). Диапазон измерения объёмной активности радионуклидов в жидкости от 10^3 Бк/м^3 до 10^8 Бк/м^3.

При использовании радиометра-спектрометра МЖГ-040 все операции по управлению измерениями и обработке аппаратурных гамма-спектров (построение математической модели спектра, идентификация изотопного состава, расчет значений объемной активности отдельных радионуклидов и оценка погрешности определения этих значений при доверительной вероятности 0.95) полностью автоматизированы и проводятся с использованием специально разработанного программного обеспечения.

Рис. 2. Радиометр-спектрометр МЖГ-040 для контроля объемной активности жидких сред

Радиометр-спектрометр соответствует требованиям к изделиям класса безопасности 3Н по НП-071-15.

Программное обеспечение (ПО) радиометра-спектрометра включает встроенное ПО, установленное на контроллере технологического анализатора СТМА-01 и прикладные программы, входящие в состав комплекса ПО, для технического обслуживания и установленные на внешней (по отношению к изделию) ПЭВМ.

Встроенное программное обеспечение полностью закрыто и защищено от стороннего вмешательства. Оно обеспечивает собственный самоконтроль, а также самоконтроль аппаратных узлов, выход на рабочий режим измерений, измерение энергетического распределения гамма-излучения и обработку гамма-спектров, передачу от подчиненного узла результатов обработки спектров по технологической сети RS-485 с использованием протокола Modbus/RTU.

Заключение

1. Проанализированы основные причины, влияющие на эффективность процедур контроля герметичности ПГ на АЭС с ВВЭР, основанных на автоматизированном непрерывном и лабораторном периодическом контроле удельной активности реперных радионуклидов, поступающих с течью ТПК в острый пар и продувочную воду ПГ.

2. Анализ теплогидравлических процессов в ПГ свидетельствует о необходимости детальной разработки моделей миграции и распределения различных радионуклидов в водяном и паровом объёмах с учётом гидродинамических и теплофизических неоднородностей, а также неопределенности локализации места течи в ПГ. Поэтому контроль герметичности ПГ, основанный на измерении уровня активности отдельных (реперных) радионуклидов в остром паре и на фильтрах СВО, является более перспективным в сравнении с контролем, основанным на измерении интегрального уровня активности технологических сред в данных точках контроля.

3. Обнаружение течи ТПК в ПГ на основе контроля активности ^{16}N в остром паре является наиболее оперативным и имеет целый ряд преимуществ. Однако в этом случае велика вероятность значительных отклонений получаемых результатов расчёта от истинных значений величины течи ТПК, поскольку неопределенность места течи в ПГ и наличие ряда факторов, определяющих механизмы теплопередачи, массообмена и сепарации пара в ПГ, существенно влияют на возможность корректной оценки времени транспортировки летучих радионуклидов к месту детектирования мощности дозы излучения. Это особенно актуально для определения величины течи ТПК по вкладу в детектируемую мощность дозы излучения короткоживущих радионуклидов, в первую очередь, для ^{16}N (в среднем за время транспортировки до точки контроля распадается от ≈ 50 % до ≈ 90 % радионуклидов ^{16}N, попавших из ТПК в ПГ).

4. Учитывая обсуждаемые в статье факторы, влияющие на эффективность процедур оценки величины течи ТПК, для разработки автоматизированных процедур контроля течи ТПК в ПГ можно рекомендовать вновь разработанные в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» радиометры-спектрометры, позволяющие определять активность в контролируемой среде отдельных реперных радионуклидов и обладающие улучшенными эксплуатационными характеристиками и специально разработанным под поставленные задачи программным обеспечением:

- МАГ-030 и МАГ-031 − для контроля объемной активности аэрозолей;
- МГГ-010 − для контроля объемной активности инертных газов;
- МГГ-021 − для контроля объемной активности йода;
- МЖГ-040 (проточный) − для контроля объемной активности жидких сред;
- МЖГ-080 (погружной) − для контроля объемной активности в источнике.

Литература

1. Предварительный отчет по обоснованию безопасности / ФГУП «СПбАЭП»; АЭС-2006; Ленинградская АЭС-2. Блок 2.
2. Тяньваньская АЭС. Блоки 1 и 2. Окончательный отчет по обоснованию безопасности / Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт АО «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ».
3. Работоспособность теплообменных труб ПГ АЭС с ВВЭР / Н.Б. Трунов, В.В. Денисов [и др.] // ФГУП ОКБ «Гидропресс»: сборник трудов. - 2000. - Вып. 1.
4. О допустимой величине и методике контроля протечки теплоносителя первого контура и нормировании активности радионуклидов технологических сред второго контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000: Циркуляр. - М., Минатомэнергопром СССР, 17.05.1991.
5. Технологии обеспечения радиационной безопасности на объектах с ЯЭУ: монография / В.А. Василенко, Е.А. Константинов, А.А. Ефимов [и др.]; гл. ред. В.А. Василенко; РОСАТОМ; ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». - СПб.: Моринтех, 2010. – С. 114 -134.
6. Иванов Е.А. Модель накопления радионуклидов в котловой воде парогенераторов АЭС с ВВЭР-440, -1000. / Е.А. Иванов, И.В. Пырков, Л.П. Хамьянов // Атомная энергия. - 1994. - Т. 77, вып. 1. - С. 58.
7. Иванов Е.А. Контроль герметичности парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 после реконструкции систем водопитания и продувки / Е.А. Иванов, И.В. Пырков, Л.П. Хамьянов // Атомная энергия. - 1995. - Т. 79, вып. 5. - С. 350 - 353.
8. Контроль за распространением радионуклидов по технологическим контурам АЭС / В.Л. Антонов, А.А. Груздева, В.С. Жернов [и др.] // Атомная энергия. – 1982. - Т. 53, вып. 3. - С. 138 – 143.
9. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1982. – 296 с.
10. Руководство по радиационной защите для инженеров: Т.2. - М.: Атомиздат, 1973. – 288 с.
11. Растворимость азота в воде / В.И. Бараненко [и др.] // Атомная энергия. – 1990. - Т. 68, вып. 2. - С. 133-135.
12. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР / Н.Б. Трунов, С.А. Логвинов, Ю.Г. Драгунов [и др.]. - М.: Энергоатомиздат, 2001. – 316 с.
13. Лабунцов Д.А. Паросодержание двухфазного адиабатического потока в вертикальных каналах / Д.А. Лабунцов, И.П. Корнюхин, Э.А. Захарова // Теплоэнергетика. – 1968. - №4. - С. 62-67.
14. Вукалович М.П. Таблицы теплофизических свойств / М.П. Вукалович, С.Л. Ривкин, А.А. Александров. – М.: Издательство стандартов, 1969. - С. 143.

УДК 621.039.58 DOI: 10.52069/2414-5726_2021_2_24_81

О нормативном регулировании систем вентиляции, важных для безопасности атомных станций

А.В. Курындин, А.С. Шаповалов, М.Ю. Орлов, А.В. Коршунков

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

Аннотация

В настоящей статье представлен анализ национальной системы нормативного регулирования систем вентиляции атомных станций, важных для безопасности, а также международных подходов, применяемых при проектировании и эксплуатации вышеуказанных систем.

По результатам выполненного анализа, в настоящей статье предложены основные направления совершенствования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила устройства и эксплуатации систем вентиляции, важных для безопасности, атомных станций» (НП-036-05). Предложенные направления совершенствования требований НП-036-05 при их плановом пересмотре позволят повысить эффективность нормативного регулирования систем вентиляции, важных для безопасности атомных станций, а также их безопасность и конкурентоспособность.

Ключевые слова: атомные станции, системы вентиляции, йодные и аэрозольные фильтры, проектирование, монтаж и эксплуатация.

On regulatory control of ventilation systems important to safety of nuclear power plants

A.V. Kuryndin, A.S. Shapovalov, M.Y. Orlov, A.V. Korshunkov

SEC NRS, Moscow, Russia

Abstract

This article presents an analysis of the national regulatory system of ventilation systems important to safety, nuclear power plants, as well as international approaches used in the design and operation of the above-mentioned systems. Based on the results of the analysis performed, this article proposes the main directions for improving federal rules and regulations «Rules for the design and operation of Ventilation systems important to safety of nuclear plants» (NP-036-05). The proposed directions for improving the requirements of NP-036-05 with their planned revision will increase the efficiency of regulatory control of ventilation systems important to safety nuclear power plants, as well as their safety and competitiveness.

Key words: nuclear power plants, ventilation systems, iodine and aerosol filters, design, installation and operation.

Основополагающим принципом обеспечения безопасности эксплуатации атомных станций (АС), установленным в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии НП-001-15 [1], является непревышение установленных доз облучения персонала и населения, нормативов по выбросам и сбросам радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации до проектных аварий включительно, а так-

же ограничение радиационного воздействия АС на персонал, население и окружающую среду при запроектных авариях. При этом, вышеуказанный принцип безопасности АС обеспечивается за счет последовательной реализации глубокоэшелонированной защиты (далее – ГЭЗ), основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды [1, 2].

Одной из основных технических мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, защите персонала, населения и окружающей среды, а также барьером на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду при реализации уровней ГЭЗ является применение при эксплуатации АС систем вентиляции, важных для безопасности (далее – системы вентиляции АС). Системы вентиляции АС участвуют в непосредственном обеспечении реализации уровня 2 ГЭЗ «Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации», уровня 3 ГЭЗ «Предотвращение запроектных аварий системами безопасности», уровня 4 ГЭЗ «Управление запроектными авариями».

Стоить отметить, что применение в составе систем вентиляции АС высокоэффективных аэрозольных и йодных фильтров, являющихся одними из последних физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, позволяет обеспечить снижение концентраций радиоактивных аэрозолей и радионуклидов йода в воздухе помещений АС, и минимизировать выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду как при нормальной эксплуатации АС, так и при нарушениях нормальной эксплуатации. Таким образом, системами вентиляции АС обеспечивается реализация уровня 1 ГЭЗ «Условия размещения АС и предотвращение нарушений нормальной эксплуатации» [1] в части эксплуатации АС в соответствии с технологическими регламентами и производственными инструкциями, разрабатываемыми с соблюдением требований нормативных правовых актов и иных нормативных документов, поскольку к таким нормативным документам относится, в том числе Постановление [3], которым утверждены правила разработки и установления нормативов допустимых выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Кроме того, характеристики применяемых в системах вентиляции АС фильтров непосредственно влияют на размер санитарно-защитной зоны (далее – СЗЗ), зоны наблюдения (далее – ЗН) и зоны планирования защитных мероприятий (далее – ЗПЗМ), наличие которых при эксплуатации АС предусмотрено уровнем 1 ГЭЗ [1]. Одной из таких характеристик является эффективность очистки вентиляционного воздуха фильтрами, которая в процессе эксплуатации может существенно измениться за счет воздействия таких факторов как температура, влажность, расход через фильтр и др. [4]. Причем отсутствие должного контроля за эксплуатацией фильтров может привести к снижению эффективности очистки вентиляционного воздуха в процессе их эксплуатации за счет воздействия вышеуказанных факторов и, как следствие, привести к значительному увеличению установленных проектом размеров зон СЗЗ, ЗН, а также ЗПЗМ, как это показано в [5].

С учетом вышеизложенного, можно заключить, что от того как именно спроектированы и эксплуатируются системы вентиляции АС будет непосредственным образом зависеть реализация уровней ГЭЗ и, как следствие, обеспечиваться радиационная безопасность персонала, населения и окружающей среды при эксплуатации АС.

На практике значимость выполнения системами вентиляции АС своих проектных функций при обеспечении радиационной безопасности населения и окружающей среды в условиях аварии продемонстрировала произошедшая в 2011 году авария на АС Фукусима. Так, согласно [6], потеря электроснабжения АС и, вследствие этого, отказ систем вентиляции защитной обо-

лочки привели к значительному выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду. При этом, стоит отметить, что по результатам анализа радиационных последствий аварии на АС Фукусима некоторые страны приняли решение о модернизации действующих АС или оснащении планируемых к вводу в эксплуатацию АС пассивными системами фильтрации защитной оболочки, предназначенными для организованной очистки и удаления парогазовой среды из межоболочечного пространства защитной оболочки АС перед их выходом в атмосферу при запроектных авариях с потерей всех источников электроснабжения [7].

В Российской Федерации требования к проектированию, монтажу и эксплуатации вытяжных, приточных и рециркуляционных систем вентиляции блока АС, требования к йодным и аэрозольным фильтрам, применяемым в их составе, а также требования к контролю параметров систем вентиляции блока АС, непосредственно влияющих на безопасность их эксплуатации, в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии впервые были установлены в 2002 году в НП-036-02 [8].

По результатам опыта практического применения требований НП-036-02 [8] при регулировании безопасности систем вентиляции АС был выявлен их недостаток в части имеющихся требований о необходимости прохождения процедуры технического освидетельствования аэрозольных и йодных фильтров, которая предусматривала гидравлические (пневматические) испытания, что неприемлемо для фильтров.

С целью устранения вышеуказанного недостатка в 2005 году постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 07.11.2005 №6 были утверждены и введены в действие федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила устройства и эксплуатации систем вентиляции, важных для безопасности, атомных станций» (НП-036-05) [9], которые действуют в настоящее время. Таким образом, можно констатировать, что основные требования к системам вентиляции АС, установленные в НП-036-02 [8] еще в 2002 году, не претерпевали каких-либо изменений на протяжении уже почти двадцати лет.

При этом стоит отметить, что за это время международные подходы к регулированию безопасности при проектировании и эксплуатации систем вентиляции АС постоянно совершенствовались, о чем свидетельствует опубликование ряда международных документов [2, 10, 11, 12, 13, 14] и др.

Вышеуказанный факт свидетельствует о том, что российская национальная система регулирования безопасности эксплуатации АС в части требований к системам вентиляции АС существенно устарела и не в полной мере соответствует современному уровню развития науки и техники. В частности, анализ международных подходов, применяемых при проектировании и эксплуатации систем вентиляции АС, а также опыт практического применения положений НП-036-05 [9], по мнению авторов, показал наличие некоторых пробелов в регулировании безопасности систем вентиляции АС и указывает на необходимость их пересмотра.

Так, область распространения требований НП-036-05 [9] ограничена только энергоблоком АС, при этом согласно положениям НП-001-15 [1], в состав АС могут также входить хранилища ядерного топлива и радиоактивных отходов, а также другие сооружения и комплексы с необходимыми системами, устройствами и оборудованием для производства энергии, при эксплуатации которых, с целью минимизации выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, применяются системы вентиляции, оснащенные очистным оборудованием. Стоит отметить, что подходы к проектированию и эксплуатации систем вентиляции вышеуказанных потенциально опасных объектов, предусмотренных проектом АС, аналогичны подходам, применяемым при проектировании и эксплуатации систем вентиляции блока АС. В связи с этим,

одним из направлений совершенствования требований НП-036-05 [9] должно быть расширение области его применения не только на системы вентиляции энергоблока АС, но и на системы вентиляции, важные для безопасности, других объектов, предусмотренных проектом АС (ХОЯТ, ХСТ, ХТРО и др.).

Несмотря на наличие общего требования о необходимости обоснования характеристик систем вентиляции, отмеченного в п. 2.5 НП-036-05 Правил [9], непосредственные требования к обоснованию эффективности очистки вентиляционного воздуха очистным оборудованием (может включать в себя как аэрозольные, так и йодные фильтры), как это предусмотрено в ISO 26802:2010 [12], а также требования к факторам, которые должны учитываться при таком обосновании в Правилах [9] отсутствуют. Также, стоит отметить, что в отличие от аэрозольных фильтров, к йодным фильтрам в [9] не предъявляются какие-либо требования в части установления минимально допустимых значений эффективности очистки отдельно по молекулярной и органической формам йода. Таким образом, другим важным совершенствованием НП-036-05 [9] является установление конкретных факторов, с учетом которых должно выполняться обоснование эффективности очистки применяемых в системах вентиляции АС фильтров. В качестве таких факторов могут рассматриваться:

- непревышение установленных нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации АС;
- принятые для анализа последствий нарушений нормальной эксплуатации (включая аварии) коэффициенты очистки аэрозольных и йодных фильтров, с целью соблюдения ограничений, установленных в нормативных правовых актах;
- размеры аэрозольных частиц, соответствующие размеру частиц с наибольшей проникающей способностью, при рассмотрении нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации до проектных аварий включительно, указанные в документации производителей очистного оборудования (при рассмотрении запроектных аварий должно учитываться распределение аэрозольных частиц по размерам);
- теплотехнические и аэродинамические параметры технологического процесса (температура, влажность и расход вентиляционного воздуха, сопротивление воздушному потоку) должны выбираться с учетом наиболее неблагоприятных условий при рассмотрении нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации до проектных аварий включительно. При рассмотрении запроектных аварий должны приниматься реалистические (неконсервативные) параметры.

При установлении требований к минимально допустимым значениям эффективности очистки йодными фильтрами целесообразно принять во внимание международные подходы, отмеченные в международном стандарте ISO 26802:2010 [12], в которых отмечается, что эффективность очистки йодными фильтрами должна устанавливаться отдельно по молекулярной и органической форме йода, при этом, как правило, должны применяться йодные фильтры с эффективностью очистки не менее 99.9 % (по молекулярной форме йода) и не менее 99.0 % (по органическим формам йода). Также следует отметить, что такие значения эффективности очистки йодными фильтрами принимаются при обосновании последствий радиационных аварий на современных российских АС [5], что свидетельствует о соответствии современному развитию науки и техники.

В части проведения лабораторных, приемочных и периодических испытаний йодных и аэрозольных фильтров систем вентиляции АС, непосредственные требования к которым отсутствуют в НП-036-05 [9], представляется целесообразным проводить такие испытания в со-

ответствии с положениями документов национальной системы стандартизации. Что касается лабораторных испытаний аэрозольных фильтров и сорбентов, то такие испытания целесообразно проводить в соответствии с национальными стандартами [15, 16, 17], которые разработаны на основе международных стандартов [10, 11, 14], что позволяет сделать вывод о гармонизации отечественных и международных подходов к лабораторным испытаниям аэрозольных фильтров и сорбентов, применяемых в йодных фильтрах, а также к классификации высокоэффективных фильтров очистки воздуха типа EPA, HEPA и ULPA и фильтров грубой, средней и тонкой очистки. Однако следует отметить отсутствие национальных документов по стандартизации, регламентирующих подходы к проведению приемочных и периодических испытаний фильтров (за исключением ПНСТ 267-2018 «Приемочные и периодические испытания «на месте» (in situ) с использованием радиоактивного метилиодида», срок действия которого ограничен 01.10.2021), что потребует их разработку с учетом лучших применяемых практик принятых как при эксплуатации зарубежных, так и при эксплуатации отечественных АС.

По результатам анализа радиационных последствий аварии на АС Фукусима, представляется целесообразным установление требования о необходимости проектирования систем вентиляции, работа которых предусмотрена в проекте АС для управления запроектными авариями, с учетом выполнения своих функций при отказах систем электроснабжения нормальной эксплуатации, сопровождающихся отказом систем аварийного электроснабжения, которое в НП-036-05 [9] отсутствует.

В части приточных систем вентиляции, требования к которым установлены в разделе 3.2 НП-036-05 [9], следует отметить их акцент на необходимость оснащения блочных пунктов управления (БПУ) и резервных пунктов управления (РПУ) самостоятельными системами жизнеобеспечения персонала с очисткой приточного воздуха от радиоактивных веществ, при этом каких-либо аналогичных требований к приточным системам вентиляции ЗПУПД в [9] не установлено. С учетом непосредственного предназначения защищенных пунктов управления противоаварийными действиями (ЗПУПД) (из ЗПУПД осуществляется руководство реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии на АС [1]), необходимым условием их функционирования является обеспечение допустимых уровней радиоактивного загрязнения помещений, из которых осуществляется управление противоаварийными действиями. Такие условия при возможных авариях на АС невозможно создать без функционирования самостоятельных систем жизнеобеспечения, оснащенных йодными и аэрозольными фильтрами. Таким образом, представляется целесообразным распространение вышеупомянутого требования не только на БПУ и РПУ, но и на ЗПУПД. Кроме того, наличие вышеуказанного требования обеспечивает гармонизацию с требованиями п. 67 SSR-2/1 [2], согласно которому на АС должны эксплуатироваться объекты, предназначенные для обеспечения аварийного реагирования, при этом конструкция таких объектов должна обеспечивать живучесть и обитаемость персонала.

Отдельно следует отметить практическую реализацию требований п. 3.1.4 НП-036-05 [9], в соответствии с которым условия готовности систем вентиляции при вводе в эксплуатацию АС определяются проектом АС. Так, ввиду отсутствия непосредственных требований к конкретным системам вентиляции АС, эксплуатационная готовность которых должна быть обеспечена на этапе ввода в эксплуатацию блока АС, на практике, как правило, происходит необоснованный перенос работ по обеспечению эксплуатационной готовности отдельных систем вентиляции АС не только на этапы физического пуска, но и на этапы опытно-промышленной эксплуатации, т.е. после завоза ядерного топлива на АС. Такой подход не допустим с учетом необходимости функционирования отдельных систем вентиляции еще до завоза ядерного топлива на АС, к таким системам, как минимум, следует отнести системы вентиляции ЗПУПД

(согласно требованиям п. 4.5.8 НП-001-15 [1], ЗПУПД должны быть созданы и поддерживаться в постоянной готовности до завоза ядерного топлива на АС), системы вентиляции выполняющие функции локализующих систем безопасности (согласно требованиям п. 195 НП-010-16 [18], локализующие системы безопасности должны быть полностью смонтированы и испытаны и готовы выполнять предусмотренные проектом АС функции до завоза ядерного топлива на АС), системы вентиляции хранилищ свежего топлива.

Также, одним из предлагаемых направлений совершенствования НП-036-05 [9] представляется целесообразным установление дополнительных требований к системам вентиляции АС с натриевым теплоносителем и к системам вентиляции блока АС, выполняющим свои функции при авариях, которые в [9] отсутствуют.

Выводы

В настоящей статье рассмотрены основные направления совершенствования требований к системам вентиляции, важным для безопасности, АС, установленных в НП-036-05 [9], которые, фактически не претерпевали каких-либо изменений на протяжении уже почти двадцати лет и нуждаются в пересмотре с учетом отечественных и международных подходов.

Отмеченные в настоящей статье направления совершенствования НП-036-05 [9], пересмотр которых предусмотрен Стратегическим планом [19] в 2021-2022 гг., позволят заполнить пробелы в нормативном регулировании систем вентиляции АС, а также повысить безопасность и конкурентоспособность отечественных АС.

Литература

1. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 17.12.2015, введ. 16.02.2016 – М., 2016.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev.1), Vienna (2016).
3. Постановление правительства Российской Федерации от 26.06.2018 № 731 «О нормативах допустимых выбросов радиоактивных веществ и нормативах допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также о выдаче разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ» (вместе с «Правилами разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ).
4. Osaki M. Performance of High Efficiency Particulate Air Filters / M. Osaki, A. Kanagawa // Journal of Nuclear Science and Technology. -2012. - ISSN: 0022-3131.
5. Курындин А.В. Оценка влияния эффективности очистки вентиляционного воздуха энергоблока АС на расчетное обоснование зон защитных мероприятий / А.В. Курындин, М.Ю. Орлов, А.В. Коршунков // Повышение доли на международных рынках в условиях цифровой трансформации отрасли: VIII международная научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли; сборник тезисов докладов; г. Санкт-Петербург: АО «АТОМПРОЕКТ» (29 мая – 1 июня). – СПб.: Медиапапир, 2019. – 240 с.
6. Авария на АС «Фукусима-дайити»: доклад Генерального директора МАГАТЭ. - МАГАТЭ, Вена, 2015.

7. Status Report on Filtered Containment Venting. NEA OECD. NEA/CSNI/R (2014)7, 2014.
8. НП-036-02. Правила устройства и эксплуатации систем вентиляции, важных для безопасности, атомных станций: утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 30.09.2002: введ. 10.04.2003 – М., 2003.
9. НП-036-05. Правила устройства и эксплуатации систем вентиляции важных для безопасности атомных станций: утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 07.11.2015: введ. 01.05.2006 – М., 2006.
10. European Standard. EN 1822-1:2009 «High efficiency air filters (EPA, HEPA and ULPA) - Part 1: Classification, performance testing, marking», 2009.
11. European Standard. EN 779:2012 «Particulate air filters for general ventilation - Determination of the filtration performance», 2012.
12. International standard. ISO 26802:2010 «Criteria for the design and the operation of containment and ventilation systems for nuclear reactors», ISO, 2010.
13. International standard. ISO 16170:2016 «In situ test methods for high efficiency filter systems in industrial facilities», ISO, 2016.
14. International standard. ISO 18417:2017 «Iodine charcoal sorbents for nuclear facilities – Method for defining sorption capacity index», ISO, 2017.
15. ГОСТ Р ЕН 1822-1-2010. Высокоэффективные фильтры очистки воздуха EPA, HEPA и ULPA. Часть 1. Классификация, методы испытаний, маркировка: Национальный стандарт Российской Федерации, утвержден и введен в действие Приказом Росстандарта от 29.12.2010 № 1145-ст.
16. ГОСТ Р ЕН 779-2014. Фильтры очистки воздуха общего назначения. Определение технических характеристик: Национальный стандарт Российской Федерации, утвержден и введен в действие Приказом Росстандарта от 24.10.2014 № 1419-ст.
17. ГОСТ Р 58410-2019. Сорбенты йодные угольные для ядерных установок. Метод определения индекса сорбционной способности: Национальный стандарт Российской Федерации, утвержден и введен в действие приказом Росстандарта от 16.05.2019 № 196-ст.
18. НП-010-16. Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций: утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 24.02.2016: введ. 03.04.2017 – М., 2017.
19. Стратегический план реализации Концепции совершенствования нормативно-правового регулирования безопасности и стандартизации в области использования атомной энергии на 2021-2031 гг., утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 12.03.2021.

Конкурс научных и инженерных работ

Competition in research and engineering studies

Under this subject heading, information is given about the annual competition in research and engineering studies performed at FSUE “Alexandrov Research Institute of Technology”

Ко дню рождения основателя института академика Анатолия Петровича Александрова в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» подведены итоги ежегодного конкурса научных и инженерных работ за 2020 год, традиционно проводимого с целью повышения научного уровня, эффективности и качества выполняемых разработок и исследований, развития творческой инициативы и распространения передового опыта учёных и специалистов института.

Научные работы

Победителями конкурса научных работ 2020 года признаны следующие работы:

I место:

«Разработка, верификация и практическое использование расчётного кода КОРСАР/ЖМТ», авторы: С.Н. Волкова, Д.В. Бенедиктов, А.В. Вакарин, И.Г. Данилов, А.В. Мицкевич, А.О. Попов, А.В. Ярушина.

Работа посвящена созданию и использованию специализированной версии расчётного кода КОРСАР/ЖМТ для моделирования теплогидравлических процессов в реакторных установках с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем. В данном выпуске научно-технического сборника результаты этой работы представлены в одноимённой статье в рубрике «Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ».

II место:

«Экспериментальные исследования гипотетических тяжёлых аварий на перспективных реакторах со свинцовым теплоносителем», авторы: В.И. Альмяшев, С.А. Витоль, Е.В. Крушинов, А.А. Сулацкий, В.Б. Хабенский, Е.Б. Шуваева.

Работа выполнена в рамках договора с Институтом безопасного развития атомной энергетики РАН и посвящена исследованию процессов, протекание которых возможно в условиях гипотетических запроектных аварий на перспективной реакторной установке БРЕСТ-ОД-300, сооружаемой в настоящее время в России на площадке АО «Сибирский химический комбинат» в городе Северск Томской области. При выполнении работы получены новые уникальные экспериментальные данные, актуальные для создания моделей и верификации кодов, моделирующих тяжелые аварии на установках этого типа.

III место:

«Исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с быстрым спектром нейтронов в процессе физического пуска критического стенда «СКИФ», авторы: В.Г. Артемов, А.С. Иванов, Р.Э. Зинатуллин, А.С. Карпов, Н.С. Нерсесян.

Работа посвящена созданию и верификации нейтронно-физической модели для расчета характеристик реакторных установок с газовым теплоносителем, расчётному сопровождению экспериментов для получения достоверных данных о характеристиках активной зоны. Публикации по теме данной работы представлены в выпусках №1 (19) 2020 и №2 (20) 2020 научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энерге-тических установок».

Инженерные работы

Лучшими инженерными работами 2020 года признаны следующие:

I место:

«Разработка человеко-машинного интерфейса оперативного персонала для Ленинградской АЭС-2», авторы: С.В. Батанина, М.С. Григорьев, Ю.Н. Кудицкий, Л.Е. Карпова, Е.М. Лукьянов, К.А. Маслова, А.И. Павлюк, В.В. Рючин, И.Н. Сергеева, А.С. Сидорчук.

В работе успешно решены актуальные задачи компоновки средств управления по задачам и функциям АЭС, контролю безопасности эксплуатации станции, информационной поддержке операторов с учётом человеческого фактора при управлении АЭС. Выполнен большой объём проектных работ, разработаны видеокадры и спроектированы малогабаритные мозаичные приборы контроля и управления энергоблоком АЭС.

II место:

«Разработка измерителя линейного импульсно-токового «ФАВОРИТ» для обеспечения проведения нейтронно-физических измерений и контроля ПОР», авторы: В.В. Малохатка, С.И. Иванов, А.В. Кутьин, О.Е. Гурленова.

Актуальность работы обусловлена отсутствием в настоящее время в России серийного производства аппаратуры контроля плотности потока нейтронов для ЯЭУ. Разработанный в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» широкодиапазонный линейный импульсно-токовый измеритель сигнала с детекторов нейтронов предназначен для обеспечения контроля плотности потока нейтронов на протяжении всего жизненного цикла ЯЭУ, в том числе при проведении физических пусков реакторных установок и перегрузок их активных зон.

Измерительный прибор «Фаворит» прошел все необходимые виды и стадии испытаний и внесен в государственный реестр средств измерений.

ПРАВИЛА ПОДАЧИ МАТЕРИАЛОВ

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

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

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

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

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

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ И СОДЕРЖАНИЮ СТАТЕЙ,

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

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

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

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

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

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

Тематические рубрики научно-технического сборника

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

1. Условия опубликования статей

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

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

1.2 Соответствовать правилам оформления.

2. Правила оформления статей

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

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

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

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

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

- Halftones (color or grayscale) —300 dpi.
- Bitmap — 600–1200 dpi.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Выпускающий редактор: Крюков Ю.В.

Дизайн и вёрстка: Куликова Е.В., Суворов П.С.

Подписано в печать 27.07.2021. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая.
Формат 60×90/8. Усл.-печ. л.11,75. Заказ 41425. Тираж 100 экз.

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

Тел.: +7(812) 622-00-22