ISSN 2414-5726

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

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

№ 4 (30) 2022

Сосновый Бор

ISSN 2414-5726

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

№ 4 (30) 2022

Издается с 2015 года Сборник распространяется на территории Российской Федерации

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

Главный редактор — В.А. Василенко, доктор технических наук, профессор, научный руководитель 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.

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, профессор, Санкт-Петербургский государственный университет.

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

Ю.В. Крюков, (выпускающий редактор), 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, профессор, 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, профессор, Санкт-Петербургский государственный университет.

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

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

А.А. Сулацкий, кандидат технических наук, ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

В.Б. Хабенский, доктор технических наук, профессор, эксперт в области расчетно-экспериментального обоснования безопасности и теплотехнической надежности ЯЭУ.

Учредитель: ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт имени 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) 60546 — отв. секретарь редколлегии.
Факс: 8 (813 69) 23672. E-mail: foton@niti.ru; Интернет сайт: **www.niti.ru.**

Подписной индекс 43300 в объединенном каталоге «Пресса России».

Научно-технический сборник «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок» 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 специальностям:

1.4.2. Аналитическая химия (химические науки); 1.4.4. Физическая химия (химические науки);
2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность (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», 2022

ISSN 2414-5726

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

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

COLLECTION OF PAPERS

№ 4 (30) 2022

Sosnovy Bor

ISSN 2414-5726

NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

Collection of papers. Periodical edition

№ 4 (30) 2022

Published since 2015 The edition is distributed in the Russian Federation

EDITORIAL BOARD

Editor-in-Chief V. A. Vasilenko, Dr. Sc. (Engineering), Professor, Scientific Coordinator 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.

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), the Ioffe Institute of RAS, Saint Petersburg.

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

A.A. Efimov, Dr. Sc. (Engineering), 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), Professor, Saint Petersburg State University.

V.B. Khabensky, Dr. Sc. (Engineering), Professor, Expert in the field of numerical and experimental analyses for the safety and thermal reliability of nuclear propulsion reactor plants.

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), Professor, 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), Professor, Saint Petersburg State University.

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

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

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

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

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) 60546 — Assistant Editor.
Fax: 8 (813 69) 23672. 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 the main results of doctoral and candidate dissertation studies in the following disciplines:
1.4.2. Analytical Chemistry (Chemical Sciences); 1.4.4. Physical Chemistry (Chemical Sciences);
2.4.9. Nuclear Power Installations, Fuel Cycle, Radiation Safety (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”, 2022

Содержание

Выпуск № 4 (30) 2022

Предисловие главного редактора 7

К юбилею ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

В.Б. Хабенский

Первопроходцы 10

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

А.В. Сокольцев, И.Г. Данилов

Особенности использования свойств водяного теплоносителя в теплогидравлических расчётных кодах при транскритическом переходе 20

Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования

Р.В. Фоменков, В.Н. Епимахов, Р.Э. Зинатуллин, А.А. Ефимов

Модернизация стенда дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения для идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов 31

В.Н. Епимахов, С.В. Прохоркин, В.С. Ткаченко, В.Д. Смирнов, С.В. Блинов, М.И. Козин

Модуль упаривания концентратов жидких радиоактивных отходов ядерных энергетических установок 41

Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

Е.Б. Панкина, М.П. Глухова

Опыт использования специального программного обеспечения для прогнозирования радиационной обстановки в районе расположения радиационно-опасных объектов..... 53

Информация для авторов

Правила подачи материалов в редакцию 78

Contents*

Issue № 4 (30) 2022

Chief editor's foreword 7

On the occasion of FSUE "Alexandrov NITI" anniversary

V.B. Khabensky

Pioneers 10

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

A.V. Sokoltsev, I.G. Danilov

Problems of using the properties of coolant water in transcritical transition calculations with thermal-hydraulic computer codes 20

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

R.V. Fomenkov, V.N. Epimahov, R.E. Zinatullin, A.A. Efimov

Modification of the test facility for SNF assemblies of nuclear propulsion reactors to identify micro defects in dispersion fuel element cladding 31

V.N. Epimahov, S.V. Prohorkin, V.S. Tkachenko, V.D. Smirnov, S.V. Blinov, M.I. Kozin

Unit for evaporation of concentrated liquid radioactive waste from nuclear propulsion reactors 41

Environmental impact of nuclear facilities

E.B. Pankina, M.P. Gluhova

Using specially designed software to estimate radiation doses from nuclear sites 53

Information for authors

Submission procedure 78

*The article's Conclusions section in English is placed at the end of the article, right before the Acknowledgements (if any) or List of References.

Предисловие главного редактора

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

В рубрике **«К юбилею ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»** публикуется статья «Первопроходцы», подготовленная по материалам интервью газете «ТеРа ПРЕСС» ветерана ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» Хабенского Владимира Бенциановича. В своих воспоминаниях он рассказывает о некоторых известных немногим страницах истории института и о людях, стоящих у его истоков. Статья завершает серию публикаций, посвященных юбилею ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», созданного в 1962 году как Государственная испытательная станция для отработки и испытаний транспортных ЯЭУ на наземных стендах-прототипах.

В рубрике **«Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ»** публикуется статья «Особенности использования свойств водяного теплоносителя в теплогидравлических расчётных кодах при транскритическом переходе». На основе анализа литературных данных и опыта авторов по созданию теплогидравлического расчётного кода КОРСАР охарактеризованы основные проблемы, возникающие при использовании международных стандартов свойств воды и водяного пара при моделировании теплофизических процессов, связанных с переходом через критическую точку. В статье обсуждаются трудности численного моделирования, связанные со слиянием фаз при транскритическом переходе. Предложены пути решения проблем, возникающих при использовании метастабильных состояний при переходе в сверхкритическую область.

В рубрике **«Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования»** публикуются статьи, посвященные внереакторной дефектации ОТВС и разработке оборудования для обращения с ЖРО транспортных ЯЭУ.

В статье «Модернизация стенда дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения для идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов» приведены результаты анализа экспериментальных данных, полученных в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» на универсальном стенде дефектации, в рамках разработки методики идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов при внереакторной дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения.

В статье «Модуль упаривания концентратов жидких радиоактивных отходов ядерных энергетических установок» представлен модуль упаривания концентратов ЖРО, разработанный в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» для модульной мембранно-сорбционной установки очистки и концентрирования ЖРО ЯЭУ. Модуль используется перед стадией цементирования кубовых остатков на модульной установке цементирования, позволяя существенно уменьшить объем жидких высококонцентрированных радиоактивных отходов.

В рубрике **«Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду»** публикуется статья «Опыт использования специального программного обеспечения для прогнозирования радиационной обстановки в районе расположения радиационно-опасных объектов». В статье приведены результаты использования двух модификаций программного обеспечения

«RECASS» для оценки и прогнозирования радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения радиационно-опасных объектов. Показано, что модификации программы, дополняя друг друга, в автоматическом режиме и с возможностью ввода пользователем дополнительной информации позволяют прогнозировать радиационную обстановку в районе расположения радиационно-опасных объектов как при их нормальной эксплуатации, так и при наличии аварийных (проектных) выбросов. В качестве иллюстрации приводятся прогнозы радиационного загрязнения атмосферного воздуха, атмосферных выпадений и значений эффективных доз облучения от текущих и аварийных (проектных) выбросов радиационно-опасных объектов ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова».

В рубрике **«Информация для авторов»** приведены Правила 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»,
научный руководитель ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»,

д.т.н., профессор В. А. Василенко

Chief editor's foreword

The 30th issue of the periodically published peer-reviewed collection of papers "Nuclear propulsion reactor plants "Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies" continues publication of papers and information in the subject area of interest.

Under the subject heading "On the occasion of FSUE "Alexandrov NITI" anniversary":

The "Pioneers" paper adapted from the interview of the TeRaPRESS newspaper with V.B. Khabensky, a long-service employee of FSUE "Alexandrov NITI". V.B. Khabensky tells about some chapters in the history of NITI being known to few people and about pioneers who stood at the origin of the Institute. This paper closes the series of contributions dedicated to the anniversary of FSUE "Alexandrov NITI" founded in 1962 as a facility for testing nuclear propulsion reactor plants at land-based prototypes.

Under the subject heading "Modeling and research of neutron and thermal-hydraulic processes in nuclear propulsion reactor plants":

The paper titled "Problems of using the properties of coolant water in transcritical transition calculations with thermal-hydraulic computer codes". Based on literature survey and the authors' experience in thermal-hydraulic computer code developments, the main problems are defined which arise when using international standards for water/steam properties in simulations of thermal processes associated with a critical-point transition. The paper discusses numerical simulation difficulties caused by the merging of the phases in the transcritical transition. Ways to solve the problems of employing metastable states in transition to the supercritical region are proposed.

Under the subject heading "Chemical technologies in propulsion reactor plant life cycle management, radiochemical and material research":

Papers on ex-core testing of spent fuel assemblies and development of equipment for management of LRW from nuclear propulsion reactor plants.

The paper titled "Modification of the test facility for SNF assemblies of nuclear propulsion reactors to identify micro defects in dispersion fuel element cladding" presents results of experimental studies obtained at FSUE "Alexandrov NITI" using a facility for ex-core tests of SNF assemblies from nuclear propulsion reactor plants. The studies were carried out in support to the development of a procedure for identifying micro defects in the cladding of dispersion fuel elements.

The paper titled "Unit for evaporation of concentrated liquid radioactive waste from nuclear propulsion reactors" describes a unit for evaporation of concentrated liquid radioactive waste (LRW), which is developed as part of the modular sorption-membrane system at FSUE "Alexandrov NITI". The system is intended for treating and concentrating LRW from nuclear propulsion reactor plants and the evaporation unit is designed to produce concentrates, which will be incorporated in cement in a cementing module. The use of the unit allows for an essential reduction in the volume of highly concentrated liquid radioactive waste.

Under the subject heading "Environmental impact of nuclear facilities":

The paper titled "Using specially designed software to estimate radiation doses from nuclear sites". In the paper, results are presented of using two application software versions to assess and estimate the radiological effects in the control area and surveillance zone. The two versions supplement each other and perform online or offline (with user input of additional information), allowing for prediction of radiological conditions in the controlled area under normal operation conditions and in case of accidental (design basis) releases.

To illustrate, the authors present predictions for radioactive contamination of atmospheric air, atmospheric fallout, and effective doses from routine and accidental (design basis) releases at nuclear facilities on the site of FSUE "Alexandrov NITI".

Under the subject heading "Information for authors":

References to the Procedure for submitting manuscripts to the collection of papers "Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies".

Dr. V.A. Vasilenko

Professor, Academic Director of FSUE "Alexandrov NITI
Chief Editor of the collection of papers "Nuclear propulsion reactor plants.
Life cycle management technologies"

УДК 621.039 (092)

К юбилею ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

Первопроходцы

(по материалам интервью В.Б. Хабенского газете «ТеРа ПРЕСС»)

On the occasion of FSUE “Alexandrov NITI” anniversary

Pioneers

(adapted from the interview of the TeRaPRESS newspaper with V.B. Khabensky)

«Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова (НИТИ), созданный в 1962 году по инициативе и под руководством академика Анатолия Петровича Александрова как государственная испытательная станция, ... прошёл большой исторический путь превращения в крупный научный центр в области ядерной энергетики», – говорится на интернет-сайте предприятия.

– «В настоящее время НИТИ является единственным в России научно-технологическим центром комплексных испытаний и отработки транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), доведения их на полномасштабных стендах-прототипах до требуемого уровня надежности и безопасности…» – говорится на другой странице того же сайта.

Александров Анатолий Петрович

В 2022 году НИТИ отметил свой юбилей – 60-летие со дня основания и у нас появился повод рассказать о некоторых известных немногим страницах истории института, вспомнить о людях, стоящих у его истоков.

Два товарища

Владимир Бенцианович Хабенский – Заслуженный деятель науки Российской Федерации, доктор технических наук, профессор, главный научный сотрудник отдела исследований тяжелых аварий ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» – один из тех, кто стоял у истоков института.

В то время, почти 60 лет назад, Хабенский В.Б. еще не обладал вышеперечисленными научными регалиями, как и его друг и товарищ, будущий доктор технических наук, профессор, лауреат Государственной премии СССР Семен Давидович Малкин. Так случилось, что им довелось сыграть значительную роль в становлении и самоопределении института, который внес большой вклад в развитие атомной отрасли страны.

Вместе с Семеном Малкиным мы в 1960-м закончили Ленинградскую Корабелку (Санкт-Петербургский государственный морской технический университет) и по распределению были направлены в ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова (Крыловский государственный научный центр). Летом 1963 года, будучи молодыми специалистами, мы поехали в командировку в Горький (Нижний Новгород) через Москву. В Москве нам пришла в голову идея позвонить академику Анатолию Петровичу Александрову – в ту пору директору Института атомной энергии имени И.В. Курчатова (ИАЭ, ныне НИЦ «Курчатовский институт»).

Хабенский
Владимир Бенцианович

Малкин
Семён Давидович

– *Смелые ребята…*

Нахальные! – *смеется мой собеседник*.

И ведь мы ни капли в себе не сомневались. В то время мы уже знали, что в Сосновом Бору создаётся филиал Курчатовского института, а точнее Государственная испытательная станция для отработки и испытаний судовых ядерных энергетических установок (ГИС). В ЦНИИ Крылова мы как раз создавали самый первый вариант аналогового тренажера для реакторной установки под названием «Учёба». Вот и решили поделиться с академиком Александровым своими мыслями и предложениями.

– *Дозвонились*?

Мы дозвонились до Анатолия Петровича через секретаря. Александров взял трубку, выслушал нас и, по-видимому, заинтересовавшись, пригласил в этот же день на встречу в ИАЭ. «Только до одиннадцати вечера буду на совещании в Академии наук. К половине двенадцатого сможете?» Таким был, так называемый, Курчатовский (круглосуточный) стиль работы, который затем прижился и в ряде подразделений НИТИ.

К назначенному времени мы с Семёном были в ИАЭ, нас встретила секретарь, напоила чаем с бутербродами. Через полчаса приехал Анатолий Петрович, так мы с ним и познакомились...

Мы объяснили, что имеем профильный опыт работы, что в ЦНИИ Крылова интересно, но нет самостоятельности – нас тогда курировал Обнинский физико-энергетический институт. Мы жаждали творческой свободы, рационализации деятельности, внедрения современных практик. И, судя по всему, оказались убедительными: «Беру вас на работу, заявил Анатолий Петрович. Оформляться будете в ИАЭ, зарплату получать в Управлении капитального строительства в Сосновом Бору». И с этого момента для нас с Семеном Малкиным началась другая жизнь.

– Зарплата была высокой?

Нам положили по 160 рублей в месяц – деньги по тем временам очень даже неплохие. Но, поверьте, для нас это было далеко не самым главным. Сказать, что мы были воодушевлены решением директора ИАЭ, – ничего не сказать! Мы уже мечтали о новых моделях тренажеров, думали о новаторских подходах к испытаниям, обсуждали особенности математического обеспечения будущих испытаний. Семен просто фонтанировал идеями. Ведь мы были молоды и верили в успех.

Пока в Сосновом Бору шло строительство объектов ГИС, мы с Малкиным Семёном взялись за разработку математического описания для создания всережимных тренажеров транспортных ЯЭУ. Работали мы, в основном, в Курчатовском институте, а когда были в Ленинграде, – в зданиях ВНИПИЭТа, а затем «Малахита». Инициатором всех идей был Семен. Он взялся за создание принципиально новой установки. Действующие тогда в стране модели тренажеров на аналоговых машинах, были примитивом. Он же работал над созданием стенда, на котором можно было исследовать работу реактора, генератора, турбины, всех вспомогательных систем и систем управления реакторной установкой. Причем, во всех режимах: пусковых, на максимальной мощности, в режиме расхолаживания, маневрирования на мощности, срабатывания аварийной защиты, на пониженных значениях параметров, при различных аварийных ситуациях. Математическое описание всережимного тренажера вылилось в целый том, который, к слову, много лет действовал в качестве учебника для молодых сотрудников НИТИ. В середине 1964 года Семен перебрался в Сосновый Бор.

Коллектив единомышленников или кадры решают всё

Брянских
Эрик Сергеевич

В 1964 году начался набор сотрудников. Персональный подход в подборе кадров – был принципом работы А.П. Александрова. На работу в ГИС приглашали лучших специалистов, имеющих опыт испытаний и эксплуатации атомных установок. В апреле 1964 года был назначен первый директор – Олег Николаевич Соколов, приглашенный Александровым с Северодвинского судостроительного завода. На должность главного инженера был приглашен Эрик Сергеевич Брянских – главный технолог по испытаниям ядерных энергетических установок отечественных АПЛ с судостроительного завода им. Ленинского Комсомола в городе Комсомольск-на-Амуре. На этой должности он успешно проработал с 1964 по 1991 годы. Э.С. Брянских внес огромный вклад в создание и успешную эксплуатацию стендовых установок НИТИ, а также в создание и развитие научных направлений института.

Уже в 1966-м году Семён Малкин возглавляет вновь созданную лабораторию динамики, перед которой была поставлена задача создания комплексного тренажера для наземного стенда-прототипа КМ-1, сооружаемого для отработки и испытаний ЯЭУ ОК-550 с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем для АПЛ проекта 705. Создаваемый Малкиным тренажер запустили уже в 1967-м году. Одновременно А.П. Александров предлагает Семену изложить свое видение программы развития института. Ведь изначально в Сосновом Бору создавалась государственная испытательная станция (ГИС) судовых ЯЭУ, но события развивались так, что деятельность предприятия уже не укладывалась в рамки первоначального проекта испытательной станции. И в 1966 году приказом Министра среднего машиностроения СССР ГИС была преобразована в Научно-исследовательский технологический институт (НИТИ) с непосредственным подчинением ИАЭ им. И.В. Курчатова.

Семен Давидович такую программу написал, Александров ее утвердил. В соответствии с ней в институте были сформированы кроме лаборатории динамики подразделение физических исследований, теплофизическая и радиохимическая лаборатории. Со временем все они переросли в отделы, наполнились специалистами, в них открылись новые направления деятельности. Во главе каждого подразделения стояли профессиональные и талантливые люди, обеспечившие институту научную и интеллектуальную состоятельность на многие годы вперед. Взять, к примеру, Леонида Николаевича Москвина, пришедшего в НИТИ в 1969 году из Радиевого института по рекомендации того же А.П. Александрова. Со временем Москвин Леонид Николаевич организовал в НИТИ отдел химико-технологических и материаловедческих исследований и длительное время руководил им. В своей работе Л.Н. Москвин активно внедрял передовые технологии и вывел отдел химико-технологических и материаловедческих исследований НИТИ в ведущий коллектив отрасли по физико-химическим и химико-технологическим проблемам атомной энергетики. И таких примеров в НИТИ немало.

Москвин
Леонид Николаевич

Леонид Николаевич Москвин – Заслуженный деятель науки Российской Федерации, доктор химических наук, профессор, академик РАЕН, заведующий кафедрой аналитической химии Санкт-Петербургского государственного университета.

НИТИ – детище Александрова

Своим основанием и становлением ГИС и НИТИ в первую очередь обязаны А.П. Александрову, который приложил много усилий для организации в России научно-инженерного центра транспортной ядерной энергетики.

Непосредственное подчинение НИТИ Институту атомной ИАЭ до 1979 года означало, что директор ИАЭ академик А.П. Александров фактически являлся руководителем НИТИ. По всем основным должностным назначениям, решениям о создании производственных и научных подразделений, по финансово-экономическим и другим ключевым вопросам деятельности НИТИ издавались приказы ИАЭ им. И.В. Курчатова за подписью А.П. Александрова.

Анатолий Петрович считал НИТИ своим детищем. Нередко бывал здесь в командировках, общался с сотрудниками, был в курсе всех научных разработок. О его отношении к институту говорит хотя бы такой факт. Для создания тренажеров требовалась мощная вычислительная техника. В середине 70-х годов в СССР выпустили два первых экземпляра БЭСМ-6 – большой электронно-счетной машины. Это была первая советская супер ЭВМ на полупроводниковых транзисторах. Так вот, одну поставили ракетчикам, вторая предназначалась для ИАЭ. Однако Александров распорядился направить ее в Сосновый Бор в НИТИ, отказав своему институту (ИАЭ). Такое высокое значение А.П. Александров придавал научной деятельности НИТИ.

– БЭСМ-6 заняла в институте несколько залов в сотни полторы квадратных метров. Причем, от работы стойки с ЭВМ так нагревались, что в помещениях потребовалось срочно делать мощную вентиляцию для отвода тепла.

Сегодня БЭСМ ушла в историю. Но в 70-е годы эта вычислительная машина помогла создать электронные имитаторы действующих ядерных реакторов. Они были нужны для моделирования и предварительной проверки возможных опасных режимов работы ядерных установок и подготовки эксплуатационного персонала. Имитаторы – инициатива и разработка Семена Малкина. Сегодня на таких вот электронных имитаторах, но уже на базе современных компьютеров, обучаются и получают навыки операторы атомных станций, военные моряки, разработчики ядерных установок. Согласитесь, лучше это делать на имитаторах, чем на действующих реакторах.

Люди

Оглядываясь на историю создания и развития атомной отрасли, да и нашего института в частности, убеждаюсь, что феномен успеха кроется в людях, неравнодушных и преданных делу, которому они служат, в их творческой энергии, в их интересе к научным исследованиям, в их стремлении к созданию новых технологий и новой техники. Причем, «вирус одержимости наукой» заразителен – с какого-то момента им «заболевает» весь коллектив, и тогда начинают происходить чудеса…

Решение о создании испытательной станции в Сосновом Бору принимали ЦК КПСС и Совет Министров СССР. При этом, когда люди начинали эти работы, у них не могло быть даже мысли, что наверху передумают или переоценят важность проводимых институтом работ. А стабильность, действительно, одно из условий успеха любого начинаемого дела.

Ученые НИТИ работали, будучи абсолютно уверенными в своем будущем и в будущем своих разработок. Это способствовало получению практически значимых и уникальных научных результатов. Ведь научные разработки поначалу, как первые побеги, нуждаются в создании условий и в поддержке.

С мая 1973 года директором НИТИ (филиала ИАЭ им. И.В. Курчатова в городе Сосновый Бор) назначен ученик И.В. Курчатова и А.П. Александрова Рязанцев Евгений Петрович – доктор технических наук, ученый в области создания и использования ядерной техники для исследований сложных физических объектов. Он опекал нас, как малых детей. Если институту что-то требовалось, выходил напрямую на Александрова, а через него – на министра Средмаша Ефима Павловича Славского. Откровенно говоря, за это Рязанцева в Главке недолюбливали. Но институт при нем расцвел.

Евгений Петрович поддерживал инициативу научных подразделений не только по стендовой тематике, но и по некоторым смежным направлениям науки и техники. Под его руководством лаборатории и научные отделы по ряду работ вышли на уровень головных в отрасли. Не случайно в конце 70-х годов Е.П. Рязанцев был удостоен звания Лауреата Ленинской премии СССР, а главный инженер института Э.С. Брянских – звания Лауреата Государственной премии СССР.

Л.Н. Москвин, Е.П. Рязанцев и Э.С. Брянских (слева направо)

Тот самый Малкин

– Вернемся к Семену Давидовичу. Ему удалось оправдать доверие Александрова?

Семен не из тех людей, что «сорят словами». Его настоящим прорывом стала автоматизация испытаний всех ядерных установок НИТИ. Раньше рядом со стендом ЯЭУ и его пультом управления сидели операторы и вручную переписывали в журналы показания измерительных приборов. Это тупиковая система сбора данных, громоздкая, не исключающая фактор человеческих ошибок, трудно поддающаяся обработке. Необходимо было автоматизировать

процесс фиксации и обработки данных, получаемых в ходе испытаний и отработки. И отдел Малкина создает первый в стране измерительно-вычислительный комплекс (ИВК) «АНИС», использование которого обеспечило быстроту, безопасность и качество испытаний стендовых ЯЭУ НИТИ на высочайшем для того времени уровне.

Теперь массивы данных о состоянии ЯЭУ и её оборудования снимались и распечатывались в режиме реального времени. Шла даже их первичная обработка – машина проводила диагностику динамических процессов, а также печатала автоматизированные отчеты. Ничего подобного раньше никому и не снилось. Благодаря «АНИСам», в НИТИ был сформирован уникальный архив экспериментальной информации по всем переходным и аварийным режимам исследуемых перспективных ЯЭУ. Эта информация давала возможность исследовать безопасность испытываемых ядерных реакторов. Знакомиться с «АНИСами» приезжали в НИТИ даже руководители советского космического ведомства.

Знаете, я был на защите докторской диссертации Семена Давидовича, проходившей в ИАЭ. И слышал, как знаменитый академик Исаак Кикоин спросил Александрова: «Это тот самый Малкин?» По-видимому, Анатолий Петрович рассказывал своим коллегам о талантливом ученом, экспериментаторе, управленце, который помог ему осуществить мечту о создании в России научно-инженерного центра судовой атомной энергетики.

Говоря о С.Д. Малкине, как учёном и организаторе работ, нужно отметить, что он постоянно поддерживал научные контакты с другими подразделениями института и привлекал к работе по своей тематике сотрудников из других отделов. Так для развития динамических математических моделей была привлечена группа сотрудников теплофизической лаборатории во главе с Юрием Андреевичем Мигровым – доктором технических наук, сейчас он возглавляет одно из научных подразделений института – отдел теплофизических исследований. Разработанный под его руководством расчетный код КОРСАР для моделирования теплогидравлических процессов в ядерных энергетических установках, находится на уровне лучших мировых аналогов, а по ряду характеристик и существенно превосходит их. В настоящее время расчётный код КОРСАР используется всеми Российскими организациями, проектирующими новые блоки АЭС, в том числе для обоснования и обеспечения их безопасности.

Новые реалии

На мой взгляд, сегодня среди научных руководителей атомной науки сложно найти фигуру, имеющую такой же научный, административный и человеческий авторитет, какой был у Анатолия Петровича Александрова. А уж возможность и желание для руководителя такого ранга запросто встретиться с какими-то мальчишками «с улицы» – просто немыслима! Другие времена, другие правила…

В 1984-м Семен Давидович перешел на работу в Курчатовский институт, где занялся разработкой новых способов управления и защиты ядерных объектов, персонала и населения при тяжелых авариях (авариях с расплавлением активной зоны реакторных установок).

– Для многих предприятий страны, и атомной отрасли в частности, 90-е годы стали непреодолимой чертой, что же спасло институт от развала?

В начале 90-х НИТИ находился в крайне тяжелом положении – не было средств для надлежащего финансирования работ. Некоторые чиновники из Главка даже предлагали руководству закрыть в НИТИ стенды транспортных ЯЭУ. Хорошо, что группа сотрудников во главе с Леонидом Николаевичем Москвиным поехала к Анатолию Петровичу Александрову и рассказала о сложившейся ситуации. Во многом это спасло институт от развала.

Директор, которому удалось сохранить институт в тяжелые постперестроечные годы, – Вячеслав Андреевич Василенко, избранный коллективом на эту должность в 1992 году. Он (ныне Герой России, Заслуженный деятель науки Российской Федерации, доктор технических наук, профессор) успешно руководил институтом на протяжении 29 лет.

Василенко Вячеслав Андреевич

Опираясь на высококвалифицированный коллектив профессионалов, В.А. Василенко не только сохранил сотрудников и экспериментальную базу института, но и продолжил дальнейшие экспериментальные исследования, выведя институт на передовые позиции в отрасли и в стране.

– *Владимир Бенцианович, вы по-прежнему в науке*?

Сейчас я работаю главным научным сотрудником в отделе исследований тяжелых аварий (ОИТА) ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». В 90-е годы это направление деятельности института было инициировано и поддержано В.А. Василенко. В постперестроечные годы, когда не было надлежащего государственного финансирования работ, сотрудники НИТИ, имея бесценный опыт исследований и отработки инновационных образцов судовых ЯЭУ, начали искать заказы по гражданской тематике.

В поиске заказов удалось наладить сотрудничество с Санкт-Петербургским институтом «Атомэнергопроект» по тематике запроектных тяжелых аварий на АЭС, которая приобрела актуальность главным образом после аварии на Чернобыльской АЭС. В НИТИ соответствующие исследования начали проводиться с 1989 года в связи с привлечением НИТИ к расчетно-экспериментальному обоснованию систем безопасности нового энергоблока АЭС средней мощности с реактором ВВЭР-640.

В НИТИ, совместно с институтом «Атомэнергопроект», разработали концепцию ловушки расплава активной зоны при тяжелых авариях на АЭС с реакторами типа ВВЭР. После чего

Концерн «Росэнергоатом» создал само изделие. Таким образом в России разработали и внедрили при строительстве Тяньваньской АЭС в Китае первую в мире ловушку расплава тигельного типа, опередив ближайших конкурентов – немцев и французов (проект EPR-1600, в котором также была предусмотрена концепция удержания расплава при тяжелой аварии, но на другом принципе).

В настоящее время нашими ловушками расплава оборудованы действующие энергоблоки ЛАЭС-2 типа ВВЭР-1200 в Сосновом Бору.

– То есть можно считать, что авария на Ленинградской АЭС-2 теперь нам не страшна?

Думаю, что не страшна, потому, что благодаря этому устройству, даже при расплавлении активной зоны – а это самый тяжелый и маловероятный сценарий развития аварии на АЭС – опасное содержимое окажется изолированным от окружающей среды. Главное, чтобы была цела защитная оболочка – сверхпрочный колпак (так называемый контейнмент), накрывающий реактор. Разработка ловушки оказалась весьма конкурентоспособной и обеспечила явное преимущество отечественных реакторов ВВЭР перед зарубежными конкурентами.

В настоящее время наши ловушки расплава установлены на энергоблоках АЭС с ВВЭР, построенных по российским проектам в Китае, Индии, а также внедряются на всех новых АЭС с ВВЭР в России и на зарубежных АЭС, сооружаемых по Российским проектам.

В последнее время появились и зарубежные заказы на исследования процессов в условиях тяжелых аварий на АЭС – от европейцев (Германия, Франция), а также из Канады и Кореи. Сейчас мы работаем и над японскими заказами, появление которых во многом обусловлено случившейся в 2011 году аварией на АЭС «Фукусима-Дайичи». Договора с иностранными партнерами существенно помогли отделу исследований тяжелых аварий института в тяжелые времена недофинансирования.

– Каково ученому в новых реалиях?

В.Б. Хабенский – главный научный сотрудник Отдела исследований тяжелых аварий НИТИ

Непросто. В наше время сложно реализовывать хорошие идеи. Дело в том, что сейчас финансируются исследования, где заранее известен результат и гарантирована прибыль. Новшества, результат которых ещё на сто процентов неизвестен, не приветствуются и, как правило, не финансируются. Хотя впоследствии таковые могут оказаться сверх рентабельными

(как это показал пример с ловушкой расплава). Такой подход существенно ограничивает творческую деятельность учёных и изобретателей, меняет мотивацию и отношение к труду. Как следствие, страдает результативность научных разработок.

Тем не менее, сотрудники института и нашего отдела исследований тяжелых аварий зачастую продолжают работать на перспективу «по старинке», иногда продолжая исследовать некоторые наиболее интересные догадки и гипотезы в не рабочее время.

– *Думаю, с вами был бы солидарен и ваш друг Семен Малкин…*

Как сложилась его судьба в Курчатовском институте?

В рамках своего отдела в ИАЭ он создал математическую модель Чернобыльской аварии. И полтора года спустя после апреля 1986-го продемонстрировал ее на тренажере ЛАЭС в присутствии руководства Минатома. Она оказалась самой точной в мире, положив конец спорам о причинах произошедшей аварии.

В начале 2010-х Семен Давидович заболел. И после продолжительной борьбы с болезнью ушел от нас. Это случилось в 2012 году.

Скажу так: он был моим другом и самым ярким и талантливым человеком, из встреченных на моем жизненном пути.

Беседовала Лина Зернова

Лина Зернова, с 1976 по 1983 годы – инженер Отдела динамических исследований НИТИ.

С 1983 года – в журналистике, член Союза журналистов, лауреат ряда российских и зарубежных премий для журналистов.

УДК 621.039.534 DOI:10.52069/2414-5726_2022_4_30_20

Особенности использования свойств водяного теплоносителя в теплогидравлических расчётных кодах при транскритическом переходе

А.В. Сокольцев, И.Г. Данилов

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

Аннотация

Обсуждаются основные проблемы использования международных стандартов свойств воды и водяного пара при моделировании теплофизических процессов, связанных с переходом через критическую точку.

Проводится сравнение двух наиболее актуальных на сегодняшний день международных стандартов IAPWS-95 и IAPWS-97 свойств воды и водяного пара, используемых при моделировании теплофизических процессов, описаны их достоинства и недостатки. Охарактеризованы основные трудности, связанные со свойствами воды и водяного пара, при моделировании перехода через критическую точку в существующих расчётных кодах.

На основе опыта, полученного авторами при модификации теплогидравлического кода КОРСАР для проведения расчётов в сверхкритической области, предложены варианты преодоления затруднительных ситуаций, возникающих при расширении области работы системных теплогидравлических кодов на сверхкритическую область.

Обсуждаются проблемы, возникающие при сплайн-интерполяции свойств водяного теплоносителя различными полиномами, а также проблемы, связанные с учётом метастабильного состояния теплоносителя при реализации псевдо-межфазового перехода в сверхкритической области.

На основе тестовой версии расчётного кода КОРСАР проиллюстрировано поведение теплофизических свойств теплоносителя в сверхкритической области, характерное для расчётных кодов, использующих псевдо-двухфазное искажение свойств в сверхкритической области.

Ключевые слова: теплоноситель, моделирование теплофизических процессов, теплогидравлический расчётный код КОРСАР, полиномиальная интерполяция, сплайны, фазовый переход, сверхкритическая область.

Problems of using the properties of coolant water in transcritical transition calculations with thermal-hydraulic computer codes

A.V. Sokoltsev, I.G. Danilov

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

Abstract

The paper addresses the main problems of applying international standards for water/steam properties to simulations of thermal processes associated with transition over the critical point.

A comparison is made between two currently used international standards for water/steam properties, IAPWS-95 and IAPWS-97, which are employed in simulations of thermal processes. The advantages and disadvantages of each standard are described. The main

difficulties that arise when using water/steam properties in transcritical transition simulations with modern computer codes are reported.

Based on the experience gained by the authors when they had to modify the KORSAR thermal-hydraulic code for conducting calculations in subcritical region, several ways are suggested to overcome problems faced when the applicability of system thermal-hydraulic codes is expanded to the supercritical region.

Problems are discussed that emerge from spline interpolation of coolant water properties with polynomials and also problems that are related to inclusion of metastable state of coolant water in calculation of a pseudophase transition in the supercritical region.

The test version of KORSAR is used to demonstrate the coolant thermal behavior in the supercritical region. Such a behavior is typical for computer codes employing the pseudo two-phase distortion of properties in the supercritical region.

Key words: coolant, simulation of thermal processes, KORSAR thermal-hydraulic system code, polynomial interpolation, splines, phase transition, supercritical region.

Введение

Одним из направлений развития ядерной энергетики является разработка проектов водо-водяных реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя первого контура (давление (P) > 22.07 МПа). Интерес к таким ядерным энергетическим установкам (ЯЭУ) объясняется тем, что в сверхкритической области возможно получить существенно большую температуру теплоносителя при сохранении надёжного теплосъёма с топливных элементов реактора, что обеспечивает повышение коэффициента полезного действия с ~ 30-33 % до ~ 40-45 %.

Для проектирования ЯЭУ со сверхкритическими параметрами теплоносителя и анализа проектных и запроектных аварий необходимо использовать теплогидравлические расчётные коды, которые способны выполнять расчёты не только при сверхкритических, но и при докритических параметрах теплоносителя, а также обеспечивать корректный переход из докритической области в сверхкритическую и обратно. Важной проблемой таких переходов является сильное изменение свойств воды и водяного пара в районе критической точки, а также отсутствие фазового перехода при давлениях выше критического. Расчётный код должен учитывать эти особенности и корректно рассчитывать параметры теплоносителя во всём диапазоне температур и давлений, характерных для ЯЭУ как в номинальном, так и в аварийных режимах работы.

В статье обсуждаются основные трудности, с которыми сталкиваются разработчики расчётных кодов при использовании международных стандартов IAPWS-95 [1] и IAPWS-97 [2] свойств воды и водяного пара в сверхкритической области и около критической точки. Предлагаются возможные варианты преодоления этих трудностей, основанные на опыте использования этих стандартов в отечественных и зарубежных кодах.

1. Постановка задачи

Целью работы является анализ основных проблем, возникающих при использовании международных стандартов свойств воды и водяного пара при моделировании теплофизических процессов, связанных с транскритическим переходом (переходом через критическую точку), а также сравнение двух наиболее актуальных на сегодняшний день международных стандартов IAPWS-95 и IAPWS-97, описание их достоинств и недостатков при моделировании теплофизических процессов в водо-водяных реакторах.

Также необходимо описать основные сложности, связанные со свойствами воды и водяного пара, возникающие при моделировании перехода через критическую точку в существующих

расчётных кодах. На основании опыта, полученного авторами при модификации расчётного кода КОРСАР для проведения теплогидравлических расчётов в сверхкритической области, необходимо предложить варианты решения затруднительных ситуаций, возникающих при работе расчётных кодов в сверхкритической области и при переходе через критическую точку.

Особое внимание необходимо уделить проблемам, возникающим при сплайн-интерполяции свойств водяного теплоносителя полиномами различного порядка, а также проблемам, связанным с учётом метастабильного состояния теплоносителя.

Для демонстрации успешного решения возникших проблем приведены результаты тестирования, проведенного с использованием расчётного кода КОРСАР при реализации транскритического перехода по методу создания псевдо-двухфазного перехода.

2. Международные стандарты свойств воды и водяного пара, используемые в теплогидравлических кодах

Для расчёта свойств водяного теплоносителя современные коды, как правило, используют стандарты свойств воды и водяного пара, разработанные международной ассоциацией свойств воды и водяного пара (IAPWS – International Association for the Properties of Water and Steam), или основанные на них программы для расчёта свойств. На сегодняшний день актуальны стандарты IAPWS-95 (далее 95-й стандарт) и IAPWS-97 (далее 97-й стандарт), при этом 97-й стандарт является упрощённой версией 95-го, предназначенной для использования в инженерной практике.

Основные отличия 97-го стандарта от 95-го заключаются в следующем:

- в 97-м стандарте используются более простые формулы для вычисления свойств, что положительно сказывается на скорости расчёта;
- 97-й стандарт имеет меньшую рабочую область, в частности, нижнее ограничение 97-го стандарта по температуре и давлению установлено в тройной точке, в то время как 95-й стандарт позволяет рассчитывать свойства пара при отрицательных по Цельсию температурах, что может быть востребовано при моделировании некоторых видов аварий на ЯЭУ, связанных с резким сбросом давления;
- в формулах 95-го стандарта заложена более широкая область определения свойств для метастабильных состояний [2], это избавляет разработчиков расчётных кодов от необходимости самостоятельно моделировать метастабильную область.

Существуют расчетные программы, в которых реализован прямой расчёт свойств по формулам стандартов. В основном это узкоспециализированные программы для расчёта отдельных режимов и/или параметров теплоносителя ЯЭУ [3]. Однако большая часть теплогидравлических кодов для расчёта свойств использует сплайн-интерполяцию для таблиц свойств, которые предварительно насчитываются по формулам стандартов. В этом случае не возникает проблем, связанных со скоростью счёта, так как таблицы значений или коэффициенты сплайнов рассчитываются один раз, как правило, при первом запуске или при установке кода. Например, код RELAP 7 [4] использует метод сплайн-интерполяции табличных данных («Spline-Based Table Look-Up Method» (SBTL)), который согласно [5] демонстрирует погрешность интерполяции, эквивалентную погрешности расчёта свойств по формулам стандарта. Код TRACE [6] использует линейную интерполяцию. Расчетный код КОРСАР использует интерполяцию бикубическими сплайнами.

Расчётные коды ATHLET-SC [7] [8], COBRA-TF [9] и APROS [10] используют 97-й стандарт. RELAP 7 использует 95-й стандарт, TRACE и КОРСАР могут использовать как 95-й, так и 97-й стандарт.

3. Проблемы использования стандартов свойств при расчёте свойств теплоносителя

Общие проблемы при расчёте свойств теплоносителя при использовании 95-го и 97-го стандартов возникают, как правило, в области, близкой к критической точке. Эти проблемы связаны как с резким изменением свойств среды на линии насыщения в связи с исчезновением межфазного перехода, так и с численными эффектами, из-за которых использование формул, описывающих поведение свойств вблизи критической точки, может приводить к нефизичным результатам при расчёте производных первого и второго порядка [1].

Отдельно затронем проблему скорости счёта. Так, для расчёта свойств воды и водяного пара используются зависимости для вычисления свободной энергии (Гельмгольца или Гиббса), которая далее используется для вычисления теплофизических параметров, при этом вычисление свойств имеет многоступенчатый характер и требует много процессорного времени. Особенно значительных временных затрат требует расчёт свойств в теплофизических переменных, отличных от переменных, используемых в стандартах для расчёта свободной энергии.

Значительные временные затраты связаны также с необходимостью дополнительного решения обратной задачи для получения исходных данных при расчёте свободной энергии, что связано с итерационными расчётами.

В 97-м стандарте приводятся уравнения для вычисления температуры (T) при известных энтропии и давлении − переход от координат (P, S) к (P, T), и используется отдельное уравнение для расчёта температуры при известных энтальпии (h) и давлении (P) − переход от (P, h) к (P, T), что устраняет сложности, связанные с решением обратных задач.

В 95-м стандарте отсутствуют уравнения для решения обратных задач, более того, формулы расчёта свойств, используемые в данном стандарте, значительно сложнее и затратнее в части машинного времени, чем в 97-м стандарте.

Существенного увеличения скорости счёта можно добиться при использовании технологии интерполяции. Интерполирование избавляет нас от необходимости постоянного вычисления свойств среды по формулам стандартов и заменяет его расчётом коэффициентов сплайнов, что значительно быстрее. Так, расчет энтальпии теплоносителя по известным параметрам состояния при использовании кубического сплайна выполняется более чем на два порядка быстрее, чем при прямом вычислении энтальпии по формулам 95-го стандарта. Для вычисления более сложных теплофизических параметров (например, для производных) ускорение достигает 3-х порядков по сравнению со скоростью расчёта по формулам 95-го стандарта. Для 97-го стандарта увеличение скорости счёта при использовании интерполирования меньше, чем для 95-го, так как формулы для расчёта свойств в нём проще. Исключением для 97-го стандарта является область расчёта теплофизических свойств (3-я область согласно описанию стандарта [2]), в которой свойства рассчитываются с использованием свободной энергии Гельмгольца, а не Гиббса, поэтому в 3-й области методика расчёта свойств аналогична используемой в 95-м стандарте, а ускорение за счёт использования интерполяции аналогично ускорению в 95-м стандарте.

При использовании линейной интерполяции (в некоторых источниках его называют табличным методом) возникают разрывы первой и второй производных в узлах сетки таблиц свойств, что необходимо учитывать и нивелировать, так как разрывы производных могут приводить к нефизичным результатам и нарушению устойчивости решения. Особенно это касается окрестности критической точки, в которой свойства воды претерпевают значительные изменения при малых изменениях параметров состояния (рис. 1). Наиболее простым решением

этой проблемы является использование сеток с малым шагом, с помощью которых нивелируется особенность табличного метода [8].

При использовании сплайн-интерполяции свойств обеспечивается непрерывность производных: при использовании сплайнов второго порядка непрерывными оказываются производные первого порядка, при использовании сплайнов третьего порядка − производные второго порядка.

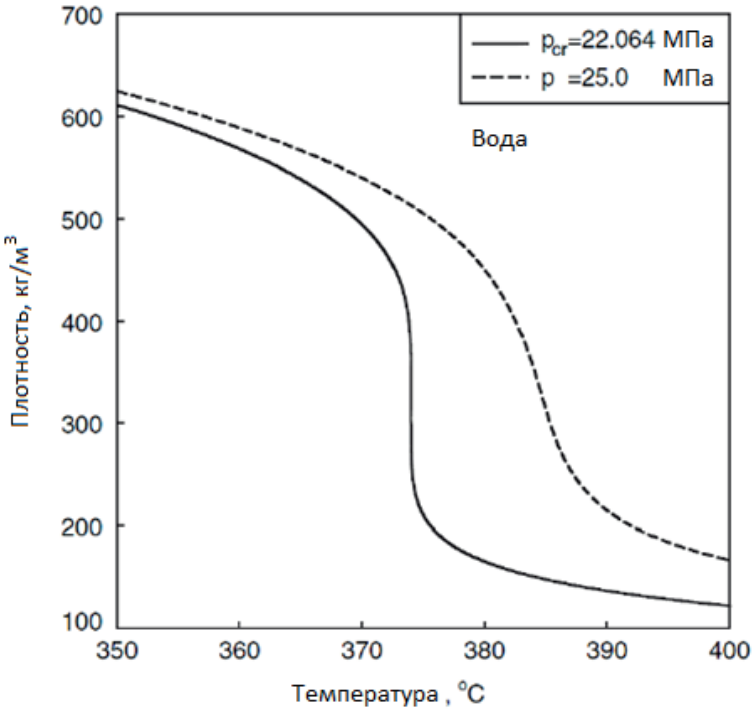


Рис. 1. Характерный пример изменения свойств воды при переходе через критическую точку

Также использование сплай-интерполяции позволяет достичь погрешностей, сравнимых с погрешностями расчёта свойств по формулам стандартов в области докритических и сверхкритических давлений, однако переход из докритической области в сверхкритическую часто приводит к выбросам (перерегулировкам) сплайна на участках наибольших изменений теплофизических параметров, а именно в окрестностях критической точки. Выбросы сплайна возникают при сильном изменении значений одного параметра относительно другого и наблюдаются между узлами, по которым строится сплайн. Эта проблема решается либо применением кусочно-непрерывных сплайнов (RELAP-7 [4]), либо тщательным подбором сетки непрерывных по всей рабочей области использования сплайнов (КОРСАР, COBRA-TF [9]).

4. Проблемы, связанные со свойствами воды и пара, возникающие при переходе из докритической области в сверхкритическую и обратно

В большинстве теплогидравлических расчётных кодов используется система из 6-и уравнений сохранения или её вариации (например, система из 5 уравнений с общим для воды и пара уравнением сохранения импульса [8]). Так как эти уравнения рассчитаны на применение в двухфазной среде, то при их использовании недопустимо равенство свойств двух фаз в каком-либо термодинамическом состоянии – это приводит к вырождению системы уравнений и, как правило, к преждевременному завершению работы расчётного кода.

Именно такая ситуация и реализуется при переходе в сверхкритическую область – при давлении выше критической точки остаётся только одна фаза и при попытке расчёта свойств

для двух отдельных фаз, например, по температуре и давлению, мы получаем равенство параметров вещества для обеих фаз, что приводит к вырождению системы уравнений.

Эта проблема может быть решена как минимум двумя способами:

1. Искусственное создание двухфазной области.
2. Переход от системы из 6-ти уравнений к системе из 3-х уравнений сохранения для сверхкритической области, иначе говоря, – переход к однофазной среде в критической точке.

Первый способ наиболее популярен среди разработчиков расчётных кодов. Именно он используется в кодах ATHLET-SC [8], COBRA-TF [9], APROS [11], КОРСАР.

Этот способ заключается в том, что вблизи линии максимальной теплоёмкости (которая является продолжением линии насыщения в сверхкритической области) создаётся искусственное искажение свойств с целью создания фазового перехода. Характерный пример такого искажения свойств показан на рис. 2 [9].

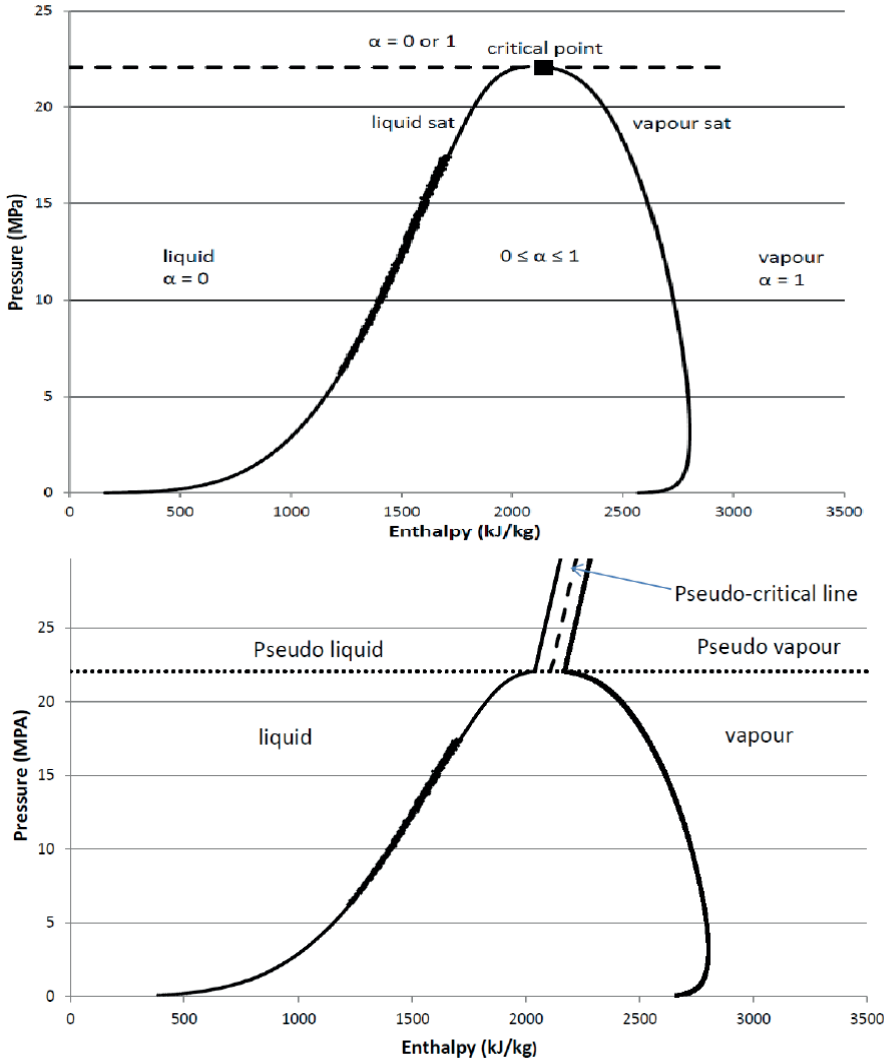


Рис. 2. Характерный пример искажения свойств в сверхкритической области на примере кода COBRA-TF (по материалам, приведенным в работе [9])

Создатели кодов стремятся максимально уменьшить области искусственного двухфазного состояния, для того чтобы внести наименьшие искажения в свойства воды и водяного пара.

Например, в коде APROS [10] область двухфазного вещества занимает порядка 100 кДж в единицах энтальпии. В то же время слишком малая «ширина» двухфазного состояния может привести к неустойчивости решения задачи.

Метод создания искусственного фазового перехода позволяет за счёт некоторой утраты точности расчёта свойств оставить неизменными систему уравнений сохранения и основные принципы работы двухфазной модели теплогидравлического кода.

При применении метода разделения фаз с созданием фазового перехода в сверхкритической области может возникнуть проблема с отсутствующими в сверхкритической области метастабильными состояниями, которые в докритической области характеризуются спинодалями. Спинодаль – это линия на диаграмме состояния в координатах теплофизических переменных (например, P и T), соответствующая максимальной метастабильности вещества, которая описывается уравнением:

$$\left(\frac{\partial P}{\partial \rho}\right)_{T=const} = 0.$$

Указанная проблема заключается в том, что метастабильные состояния могут быть необходимы для корректного функционирования кода. Если для работы кода необходимы метастабильные состояния, то существуют следующие возможности:

1. Продолжение спинодалей вдоль линии максимальной теплоёмкости, при этом спинодали фактически сливаются с линией максимальной теплоёмкости. Формально спинодали существуют, но фактически метастабильность отсутствует, так как разница в температуре и энтальпии между линией максимальной теплоёмкости и спинодалью стремится к нулю. В этом случае обеспечиваются минимальные искажения теплофизических свойств или полное отсутствие искажений, однако это потребует большого объёма тестов, так как необходимо убедиться, что на всём протяжении линии максимальной теплоёмкости отсутствует отклонение спинодалей от этой линии.
2. Модификация расчётного кода для перехода от двухфазной модели (с 6-ю уравнениями сохранения) к однофазной модели (система из 3-х уравнений сохранения) в сверхкритической области является наиболее предпочтительным решением с точки зрения корректности и точности расчётов, однако такое изменение кода является сложным и трудоёмким. Использование системы из 3-х уравнений сохранения при работе кода в сверхкритической области потенциально решает проблемы, связанные с теплофизическими свойствами, однако порождает другие проблемы, например, проблему перехода от однофазной к двухфазной модели и обратно, проблему учёта неконденсирующихся газов при транскритическом переходе и другие проблемы, обсуждение которых выходит за рамки статьи и напрямую не связано со свойствами воды.
3. Искусственное создание метастабильности по аналогии с докритической областью с обеспечением аналогичного в докритической области поведения свойств вблизи линии спинодали. Сама спинодаль при этом располагается на некотором удалении от линии насыщения. Такой подход приводит к искажениям результатов расчётов вблизи линии максимальной теплоёмкости, однако не вносит искажений в случае расчётов параметров вещества далеко от линии максимальной теплоёмкости. По мнению авторов искажение теплофизических свойств на линии максимальной теплоёмкости не велико и не приводят к существенным изменениям результатов расчёта.

В современных теплогидравлических кодах используется метод, связанный с искусственным разделением фаз [4, 5, 8, 10, 11]. При анализе литературных данных авторам не удалось обнаружить описание случаев изменения системы уравнений сохранения при транскритическом переходе в системных расчётных кодах.

5. Особенности поведения свойств воды при создании двухфазного перехода в сверхкритической области на примере расчётного кода КОРСАР

В коде КОРСАР авторами была реализована возможность расчёта как докритического, так и сверхкритического состояния воды. Для расчёта свойств использовался 95-й стандарт, который был модифицирован для создания псевдо-двухфазного состояния воды в сверхкритической области. Также была проведена работа по созданию метастабильных состояний для воды и пара в сверхкритической области, поведение свойств в которой приближено к поведению свойств в метастабильных состояниях фаз в докритической области. При этом замыкающие соотношения для сверхкритической области оставались теми же, как и в докритической, поэтому полученные результаты носят исключительно иллюстративный характер.

Приведём результаты, полученные на одной из тестовых версий кода КОРСАР, которые наиболее характерны для кодов, искажающих теплофизические свойства для создания фазового перехода в сверхкритической области. Для получения результатов используется модель вертикальной обогреваемой трубы с восходящим течением теплоносителя. В качестве модели трубы используется элемент ch (канал) длиной 12 м, разделённый на 120 участков.

Первые 30 секунд моделирования происходит увеличение расхода через трубу и мощности обогрева от нуля до номинальных значений. При этом температура на входе трубы установлена на отметке 600 К, а давление – на уровне 29 МПа. Далее модель выдерживается в статичном состоянии до 100-й секунды, после чего давление на входе в трубу начинает уменьшаться, и, примерно к 170-й секунде, давление становится меньше критического.

На рис. 3 проиллюстрирована зависимость давления от времени для конечного (120-го) контрольного объёма модели трубы. Давление на рис. 3 становится докритическим (~ 22.064 МПа) на ~170 секунде.

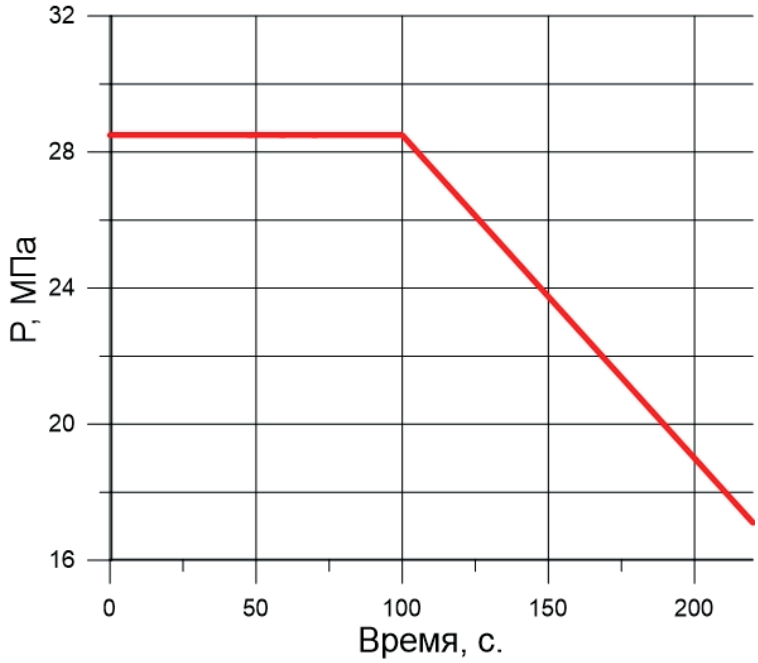


Рис. 3. Зависимость давления в последнем (120-м) контрольном объёме канала от времени

На рис. 4 представлена зависимость энтальпии на линии насыщения от давления для кода КОРСАР.

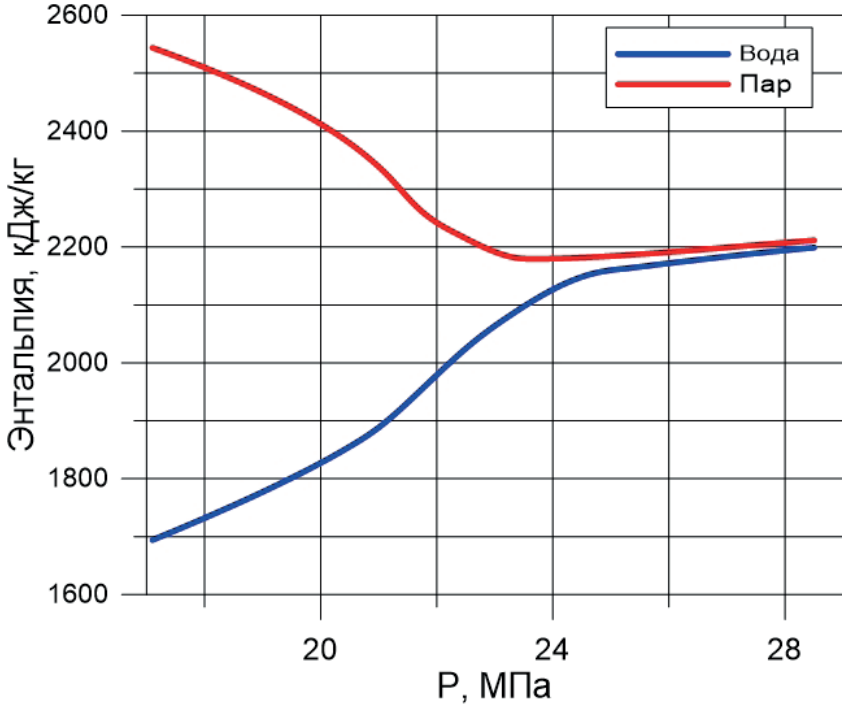


Рис. 4. Зависимость энтальпии для воды и пара на линии насыщения от давления

Из рис. 4 видно, что энтальпии на линии насыщения начинают расходиться с понижением давления. При этом в расчетный код КОРСАР было внесено искажение свойств воды в некоторой окрестности критической точки, для того чтобы решить проблему сильного градиента свойств в критической точке. Из-за этого линии энтальпии сверхкритической воды и сверхкритического пара сходятся не при критическом давления (22.06 МПа), а приблизительно при 24 МПа.

На рис. 5 проиллюстрировано поведение плотности воды и пара на линии насыщения при изменении давления, которое в целом аналогично поведению энтальпии.

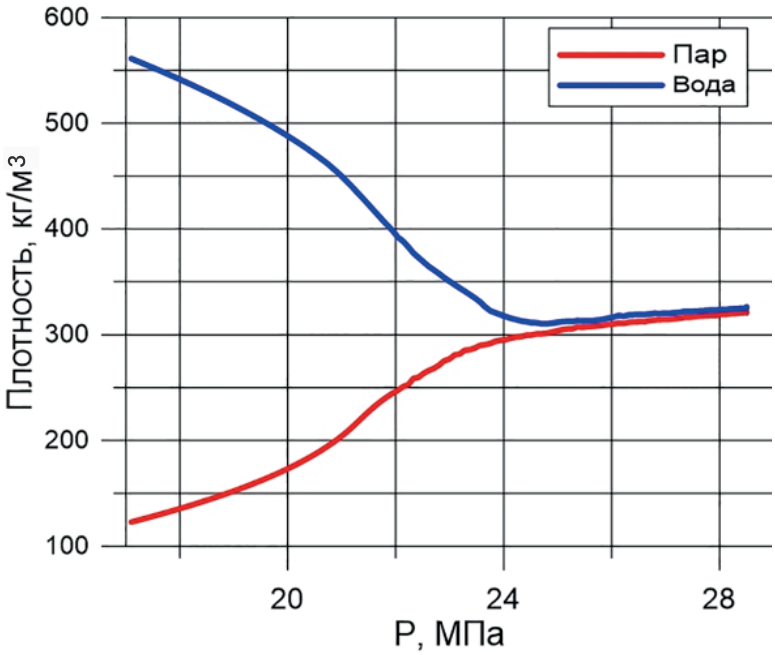


Рис. 5. Зависимость плотности воды и пара на линии насыщения от давления

Приводимые выше зависимости с некоторыми отклонениями воспроизводятся во всех отечественных и зарубежных кодах, в которых реализован псевдо-двухфазный переход для проведения расчётов в сверхкритической области. Например, в COBRA-TF-SC свойства на линии насыщения сходятся несколько ранее критической точки [9], также возможна другая величина теплоты псевдо-фазового перехода (так в коде КОРСАР она в ~ 3 раза меньше, чем в коде ATHLET-SC [8]), однако вид этих зависимостей подобен для всех кодов, создающих псевдо-фазовый переход в закритической области.

Заключение

В статье рассмотрены основные проблемы, с которыми сталкивается разработчик программных средств при использовании теплофизических свойств воды и водяного пара, основанных на международных стандартах свойств воды и водяного пара IAPWS-95 и IAPWS-97. Приведены основные отличия 95-го от 97-го стандартов.

Охарактеризованы основные виды интерполяции, используемые при работе с таблицами свойств преимущества и недостатки отдельных, наиболее широко используемых видов интерполяции. Описаны сложности, с которыми могут столкнуться разработчики расчётных кодов при использовании различных методов интерполяции.

Описаны основные проблемы, связанные со слиянием фаз при транскритическом переходе, рассмотрены методы их решения, используемые в отечественных и зарубежных системных теплогидравлических расчётных кодах.

Обсуждаются варианты решения проблемы, возникающей при использовании метастабильных состояний при переходе в сверхкритическую область.

С использованием тестовой версии расчётного кода КОРСАР продемонстрировано поведение теплофизических свойств теплоносителя в сверхкритической области, характерное для кодов, использующих псевдо-двухфазное искажение свойств.

Conclusion

The paper discusses the problems that are encountered by software developers who have to employ water and steam thermal properties based on IAPWS-95 and IAPWS-97 international standards for water/steam properties. The main differences between these standards are described.

The interpolation types that are used when dealing with the mentioned properties are presented and the advantages and limitations of the most popular types of interpolation are discussed. The potential difficulties the code developers can face when they use specific interpolation methods are addressed.

The main problems that arise from the merging of the phases in the transcritical transition are described. The methods of their resolution, which are applied in Russian and international system thermal-hydraulic computer codes, are reviewed.

Different ways to solve the problem of employing metastable states in transition to the supercritical region are discussed.

The KORSAR code test version is used to demonstrate the behavior of the coolant thermal properties in the supercritical region. This behavior is typical for computer codes employing the pseudo two-phase distortion of properties.

Литература

1. International Association for the Properties of Water and Steam, IAPWS R6-95(2018), Revised Release on the IAPWS Formulation 1995 for the Thermodynamic Properties of Ordinary Water Substance for General and Scientific Use (2018).
2. International Association for the Properties of Water and Steam, IAPWS R7-97(2012), Revised Release on the IAPWS industrial formulation 1997 for the Thermodynamic Properties of Water and Steam (2012).
3. Preliminary Development of Thermal Power Calculation Code H-Power for a Supercritical Water Reactor / Fan Zhang, Dao-gang Lu, Dan-ting Sui, Bo Yuan, and Chao Guo // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2014. – Vol. 2014. – Article ID 279092. – 10 p.
4. RELAP-7 Theory Manual / R. Berry, L. Zou, H. Zhao, H. Zhang, J. Peterson, R. Martineau, S. Kadioglu, D. Andrs. – Idaho National Laboratory, 2016.
5. Application of the new IAPWS Guideline on the fast and accurate calculation / M. Kunick [et al.] // KERNTECHNIK 82. – 2017. – V. 3. – P. 264–279.
6. United States Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5. 0 Theory Manual: Field Equations, Solution Methods and Physical Models, Tech. rep., Washington, DC 20555-0001 (2012). (URL: https://www.nrc.gov/docs/ML1200/ML120060218.pdf, дата обращения – 27.03.2023).
7. Gesellschaft f˙ur Anlagen- und Reaktorsicherheit, ATHELT 3.2: Program Overview (February) (2019). – URL: https://policycommons.net/artifacts/1664455/athlet-32/2396105/, дата обращения – 27.03.2023).
8. Modification and application of the system analysis code ATHLET to trans-critical simulations / S.W. Fu, X.J. Liu, C. Zhou [et.al] // Annals of Nuclear Energy. – 2012. – V. 44 – P. 40–49.
9. *Lokuliyana D.* Simulating SCWR thermal-hydraulics with the modified COBRA-TF subchannel code. – McMaster University, Hamilton, Canada, 2014. – 296 p.
10. *Tuuri S.* Apros Thermal: High fidelity dynamic simulation of thermal power plants, Tech. rep., Fortum, Finland, 2019.
11. *HänninenM.* Simulation of flows at supercritical pressures with a two-fluid code / M. Hänninen, J. Kurki // NUTHOS-7: The 7th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety Seoul, Korea, October 5–9, 2008 (1/14).

УДК 621.039.56 DOI:10.52069/2414-5726_2022_4_30_31

Модернизация стенда дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения для идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов

Р.В. Фоменков[1], В.Н. Епимахов[1, 2], Р.Э. Зинатуллин[1, 2, 3], А.А. Ефимов[1]

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

[2] Институт Ядерной Энергетики, филиал Санкт-Петербургского политехнического университета им. Петра Великого, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия;

[3] Санкт-Петербургский политехнический университет им. Петра Великого, Россия

Аннотация

В статье представлен анализ результатов исследований, полученных в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» на универсальном стенде дефектации, в рамках разработки методики идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов при внереакторной дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения.

Чувствительность используемого метода идентификации микродефектов определяется минимальной объёмной активностью реперного радионуклида ^{85}Kr в газе стенда дефектации при нагреве ОТВС.

В ходе анализа экспериментальных данных, полученных при нагреве герметичных ОТВС на универсальном стенде дефектации до температуры 150 °С и 300 °С, обнаружено, что нагрев сборок до температур выше 150 °С приводит к поступлению в измерительный контур стенда дефектации радионуклида ^{14}C в форме летучих соединений. Это мешает достоверному измерению объёмной активности радионуклида ^{85}Kr в контуре стенда дефектации при использовании радиометрической аппаратуры (в частности, УДГ-1Б), что связано с увеличением фоновой активности газа за счёт ^{14}C до значений $1 \cdot 10^7$ Бк/м^3 и выше. Для идентификации микродефектов в оболочках твэлов без дополнительного проведения гамма-спектрометрических измерений проб газа в лабораторных условиях требовалось снизить активности ^{14}C в контуре.

Выполнен анализ результатов экспериментальных данных, полученных на универсальном стенде дефектации с нагревом герметичных ОТВС до температуры 300 °С при использовании различных селективных сорбентов для очистки газа от ^{14}C. По результатам указанных экспериментов предложен способ очистки газа от радионуклида ^{14}C. Проведена модернизация стенда дефектации, которая позволила снизить в контуре стенда дефектации уровень активности ^{14}C ниже $1 \cdot 10^5$ Бк/м^3.

Ключевые слова: дефектация, измерение активности, контроль герметичности, мешающие примеси, очистка газа, твэлы.

Modification of the test facility for SNF assemblies of nuclear propulsion reactors to identify micro defects in dispersion fuel element cladding

R.V. Fomenkov[1], V.N. Epimahov[1, 2], R.E. Zinatullin[1, 2, 3], A.A. Efimov[1]

[1] FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;

[2] Institute of Nuclear Power Engineering (branch) of Peter the Great Saint Petersburg Polytechnic University, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;

[3] Peter the Great Saint Petersburg Polytechnic University, Russia

Abstract

The paper presents results of experimental studies obtained at FSUE “Alexandrov NITI”. The studies have been performed in a test facility to support the development of a procedure for identifying micro defects in the cladding of dispersion fuel elements. The procedure is intended for use during ex-core testing of spent nuclear fuel (SNF) assemblies for leaks. The assemblies under study are those from nuclear propulsion reactors.

The sensitivity of the method employed to identify micro defects is determined by the minimum volumetric activity of ^{85}Kr as a reference radionuclide in the gas atmosphere of the test facility during heating of SNF assemblies.

Analysis of experiment data obtained with heating of intact SNF assemblies to 150°C and 300°C has shown that heating of the assemblies above 150 °C leads to occurrence of volatile compounds of ^{14}C in the measuring loop of the facility. This prevents reliable determination of ^{85}Kr volumetric activity in the loop using radiometric instruments (e.g. Russian-design UDG-1B) due to a ^{14}C induced increase in the gas background activity to $1 \cdot 10^7$ Bq/m^3 and even higher. To identify micro defects in the fuel cladding without additional gamma spectrometry measurements in laboratory, the activity of ^{14}C in the loop should be reduced.

Analysis of experiment data obtained in the facility with heating of intact SNF assemblies to 300°C and using different selective sorbents to separate ^{14}C from the gas has been carried out. Based on the analysis results, a method for removing ^{14}C from the gas is proposed. The facility has been modified allowing for reduction of ^{14}C activity in the loop to below $1 \cdot 10^5$ Bq/m^3.

Key words: testing, activity measurement, leak detection, interfering impurities, removal of impurities from gas, fuel elements.

Введение

Для обоснования надёжности твэлов активных зон (а.з.) ядерных энергетических установок (ЯЭУ) транспортного назначения требуется верификация их прочностных расчётных моделей. При этом используются результаты материаловедческих исследований отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), облучённых в ходе петлевых, а также полномасштабных наземных испытаний [1, 2]. Из-за высокой стоимости материаловедческих исследований из всего массива облучённых сборок выбираются лишь несколько наиболее представительных ОТВС [3] с различными типами физического повреждения материала оболочки: микродефекты (или газовая неплотность), средние дефекты (непосредственный контакт топлива с теплоносителем) и макротрещины (вымывание топлива из твэла).

Для выявления в составе а.з. негерметичных сборок используются различные методы контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов. Выявление ОТВС с крупными дефектами оболочек твэлов может быть выполнено в процессе их выгрузки [4], а также при внутриреакторной дефектации [5]. Поиск сборок со средними дефектами требует проведения внереакторного КГО твэлов «сухим» методом с нагревом ОТВС до 150 °С [6] («штатный метод»). Для идентификации микродефектов дисперсионных твэлов, в свою очередь, требуется нагрев ОТВС до более высоких температур (выше 150°С).

Чувствительность используемого метода дефектации определяется минимальной объёмной активностью контролируемого реперного радионуклида. Для ОТВС ЯЭУ транспортного назначения в качестве реперного используется нуклид ^{85}Kr. Определение его активности выполняется средствами системы радиационного контроля (СРК), использующей устройства измерения суммарной объёмной активности газа. При этом идентификация радионуклидного состава газа, как правило, не предусматривается. По этой причине наличие мешающих радиоактивных примесей в газе стенда дефектации может значительно влиять на достоверность результатов измерений активности ^{85}Kr.

В рамках разработки методики обнаружения микротрещин твэлов в оболочках ОТВС дисперсионного типа была проведена работа, направленная на оценку возможного поступления «мешающих» примесей в контур стенда дефектации. Для этого был выполнен анализ экспериментальных данных, полученных при нагреве герметичных ОТВС дисперсионного типа ЯЭУ транспортного назначения до температур 150 и 300 °С.

Экспериментальные результаты

При разработке методики идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов использовали экспериментальные результаты, полученные на универсальном стенде дефектации (УСД) [7], разработанном в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», и позволяющем выполнять нагрев ОТВС до температур от 60 °С до 300 °С. Давление в газовом циркуляционном контуре УСД могло изменяться в диапазоне от $4 \cdot 10^3$ Па до $6 \cdot 10^5$ Па.

Функционально УСД состоит из трёх основных частей: герметичного испытательного контейнера (ГИК) с электронагревателями, газового циркуляционного контура (ГЦК) с запорной и соединительной аппаратурой, измерительного контура (ИК) с системой отбора газовых проб и комплексом измерительной аппаратуры (установка для измерений объёмной активности радиоактивных газов УДГ-1Б). Принципиальная схема УСД приведена на рис. 1.

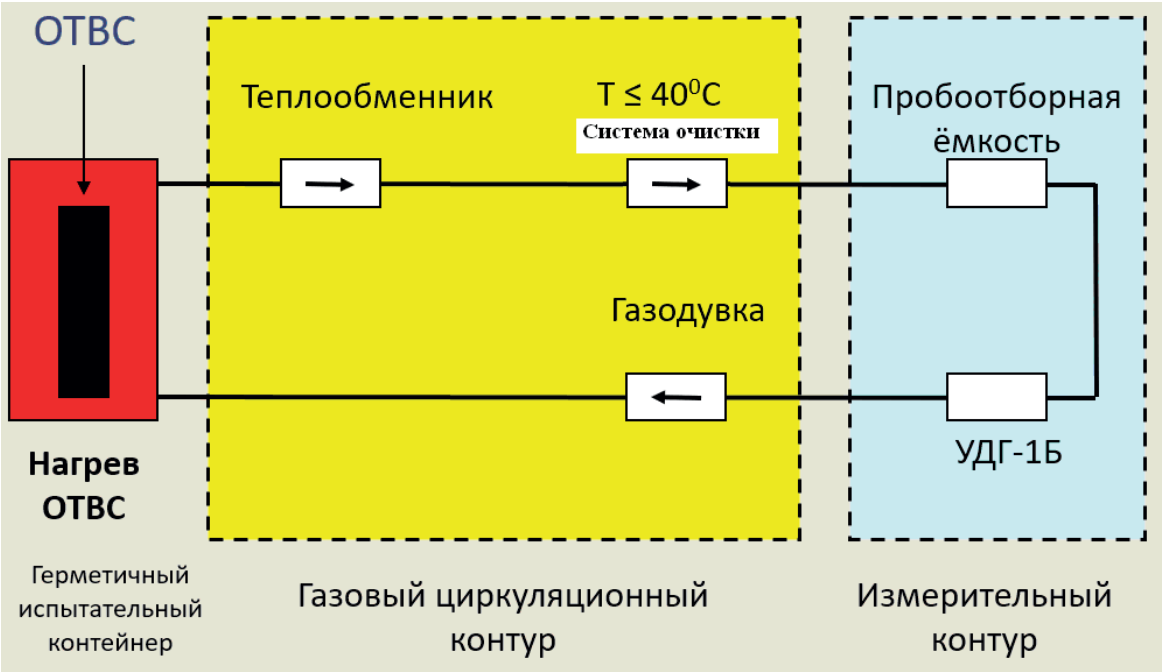


Рис. 1. Принципиальная схема универсального стенда дефектации

Проводимые экспериментальные исследования состояли из двух этапов. На первом этапе дефектацию ОТВС выполняли по штатному методу [6] с нагревом герметичных сборок до температуры 150 °С.

Перемешивание газа в объёме циркуляционного контура стенда дефектации выполняли с определённой периодичностью с использованием газодувки. Измерения объёмной активности бета-излучающих радионуклидов в газе проводили с применением установки УДГ-1Б в непрерывном режиме. Нижний предел измеряемой активности для УДГ-1Б составляет $1.0 \cdot 10^4$ Бк/м^3 [8], а значение фоновой активности газа в циркуляционном контуре УСД – не более $1 \cdot 10^5$ Бк/м^3.

Второй этап экспериментов начинали сразу после завершения первого (ОТВС оставалась в ГИК, нагрев не прекращали) с полной продувки контура для удаления радионуклидов, накопленных в ходе первого этапа экспериментов. Температуру нагрева ОТВС повышали до 300 °С. Периодичность перемешивания газа и измерений объёмной активности оставались без изменений. По завершению второго этапа эксперимента в пробоотборную ёмкость отбирали пробу газа, которую передавали на лабораторные исследования.

Лабораторный анализ газовой пробы включал идентификацию её радионуклидного состава и определение объёмной активности радионуклида ^{85}Kr. Измерения выполняли с использованием полупроводникового спектрометра гамма-излучения (ГАММА-1П). Значение нижнего предела измеряемой объёмной активности (A_{min}) радионуклида ^{85}Kr в пробах газа рассчитывали по формуле [9]:

$$A_{\min} = \frac{2 \cdot \sqrt{\sum_{i=n_{\max}-2\Delta}^{n_{\max}+2\Delta} N_i}}{t_0 \cdot \varepsilon(E_\gamma) \cdot I_{абс} \cdot m}, \text{ Бк/м}^3;$$

где:

E_γ – значение энергии гамма-излучения нуклида;

$\varepsilon(E_\gamma)$ – значение эффективности регистрации гамма-квантов с энергией E_γ, имп./Бк;

m – объём измеряемой пробы газа, м^3;

$I_{абс}$ – абсолютная интенсивность гамма-квантов с энергией $\varepsilon(E_\gamma)$;

t_0 – время измерения спектра, с;

N_i – число импульсов в i-ом канале анализатора;

$n_{\max}$ – положение максимума фотопика, каналы;

Δ – ширина пика полного поглощения моноэнергетической линии с энергией E_γ на его полувысоте, каналы.

При вычислениях значение энергии гамма-излучения нуклида (E_γ) принимали равным 513.99 кэВ; интенсивность испускания гамма-квантов ($I_{абс}$) – 0.43 %; эффективность регистрации $\varepsilon(E_\gamma)$ для энергии 513.99 кэВ – 5.5 %; ширина пика полного поглощения (Δ) – 5 каналов. В результате расчёта было получено, что $A_{min} = 5 \cdot 10^5$ Бк/м^3.

Результаты измерений объёмной активности газа с использованием УДГ-1Б, данные по объёмной активности ^{85}Kr, измеренные с использованием ГАММА-1П, а также номера экспериментов и этапов их проведения (с указанием температуры нагрева ОТВС), приведены в табл. 1.

Таблица 1

Результаты измерений объёмной активности газа в контуре стенда дефектации при проведении экспериментов с герметичными ОТВС

Номер эксперимента	Номер этапа	Температура нагрева ОТВС, °С	Объёмная активность газа (УДГ-1Б), Бк/м^3	Объёмная активность ^{85}Kr (ГАММА-1П), Бк/м^3
1	I II	150 300	$3.1 \cdot 10^4$ $3.1 \cdot 10^6$	$< 5 \cdot 10^5$
2	I II	150 300	$4.5 \cdot 10^4$ $1.1 \cdot 10^7$	$< 5 \cdot 10^5$
3	I II	150 300	$7.0 \cdot 10^4$ $5.8 \cdot 10^6$	$< 5 \cdot 10^5$
4	I II	150 300	$6.1 \cdot 10^4$ $6.4 \cdot 10^6$	$< 5 \cdot 10^5$

Продолжение таблицы 1

Номер эксперимента	Номер этапа	Температура нагрева ОТВС, °С	Объёмная активность газа (УДГ-1Б), Бк/м^3	Объёмная активность ^{85}Kr (ГАММА-1П), Бк/м^3
5	I II	150 300	$5.4\cdot10^4$ $7.5\cdot10^6$	$< 5\cdot10^5$
6	I II	150 300	$7.0\cdot10^4$ $1.1\cdot10^7$	$< 5\cdot10^5$
7	I II	150 300	$6.4\cdot10^4$ $9.7\cdot10^6$	$< 5\cdot10^5$
8	I II	150 300	$6.6\cdot10^4$ $4.7\cdot10^6$	$< 5\cdot10^5$
9	I II	150 300	$5.0\cdot10^4$ $9.7\cdot10^6$	$< 5\cdot10^5$

Анализ полученных данных показал, что во всех рассмотренных случаях при нагреве герметичных сборок до температуры 150 °С (первый этап эксперимента) объёмная активность газа не превышала $1\cdot10^5$ Бк/м^3. При нагреве ОТВС до 300 °С (второй этап эксперимента) во всех случаях наблюдалось повышение активности газа по показаниям УДГ-1Б с $3.1\cdot10^6$ до $1.1\cdot10^7$ Бк/м^3. В то же время по данным лабораторных исследований объёмная активность радионуклида ^{85}Kr в пробах газа во всех случаях была ниже $5\cdot10^5$ Бк/м^3. Других гамма-излучающих радионуклидов в пробах газа обнаружено не было. Это позволяет говорить о поступлении в газовый контур стенда дефектации «мешающих» радионуклидов, не испускающих гамма-кванты при распаде.

Для определения причин наблюдаемых расхождений в показаниях УДГ-1Б и ГАММА-1П был проведен анализ динамики изменения показаний УДГ-1Б в процессе экспериментов с нагревом герметичных ОТВС до 300 °С.

Динамика изменения активности газа при нагреве ОТВС

Изменение объёмной активности газа в измерительном контуре стенда дефектации, типичное для экспериментов с нагревом ОТВС до 300 °С, представлено на рис. 2.

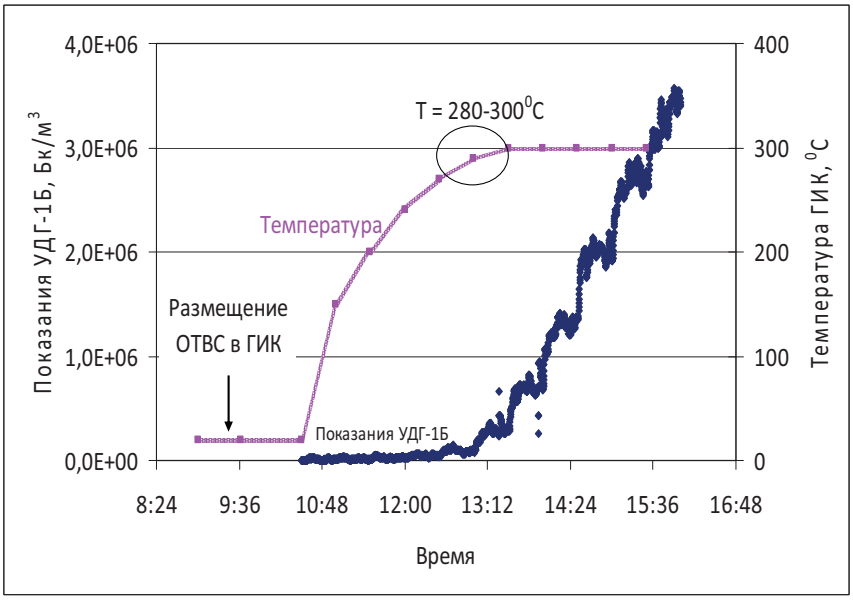


Рис. 2. Изменение показаний УДГ-1Б в ходе эксперимента № 1 с герметичными ОТВС при нагреве до 150 °С и 300 °С:

◆ – изменение объёмной активности газа (показания УДГ-1Б, Бк/м^3);

■ – изменение температуры нагревателей ГИК с течением времени, °С

Анализ данных, представленных на рис. 2, позволяет заключить, что объёмная активность газа в измерительном контуре после размещения ОТВС в ГИК при температуре около 20 °С находилась на уровне фоновых значений (~ $2.0 \cdot 10^4$ Бк/м^3). После того как температура в ГИК увеличилась до 280–300 °С (см. рис. 2, время 13:10–13:30), объёмная активность газа начала возрастать и в 15:40 превысила $3.0 \cdot 10^6$ Бк/м^3.

Отметим, что граничная температура ОТВС, при которой «мешающие» примеси начинают поступать в объём газового контура, не может быть напрямую точно определена на основании данных о температуре нагрева ГИК. Результаты температурной калибровки УСД показали, что в процессе нагрева ОТВС её температура отличаться от температуры ГИК на ~ 30–80 °С. С течением времени данное различие уменьшается.

Идентификация мешающих примесей

Анализ проб со стенда дефектации, включающий использование методов спектрометрии бета-частиц, показал, что граничная энергия бета-спектра мешающих радионуклидов находится на уровне 150 кэВ. Сопоставление граничных энергий бета-спектра нуклидов, образующихся при эксплуатации ЯЭУ [10], и радионуклидов, мешающих дефектации при нагреве ОТВС выше 150 °С (см. рис. 3), позволяет выбрать из радионуклидов, образующихся при эксплуатации ЯЭУ, три радионуклида претендента – ^{129}I, ^{14}C и ^{35}S.

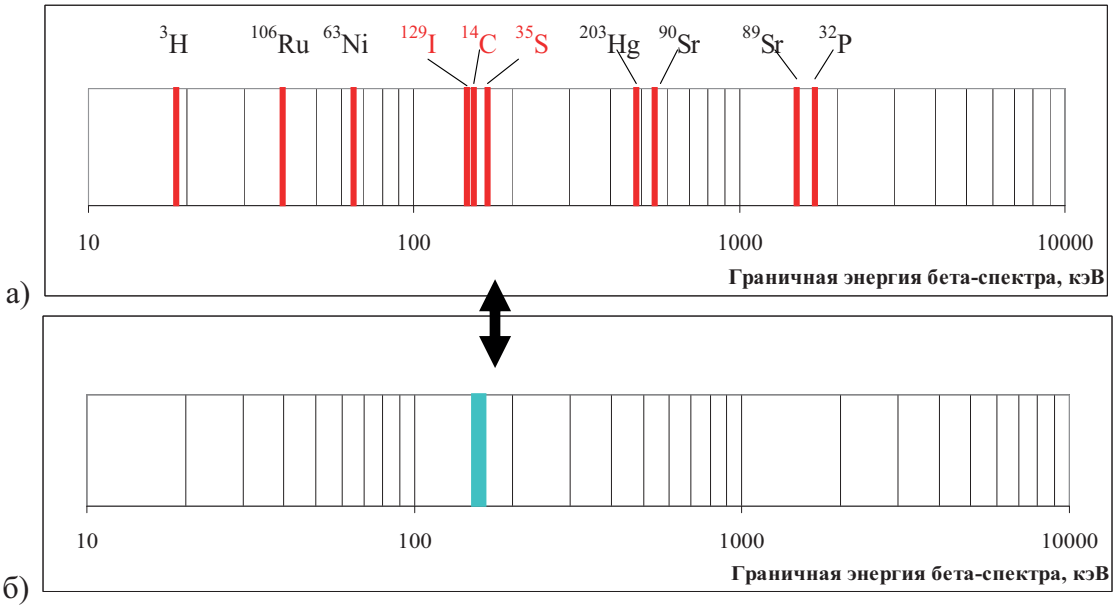


Рис. 3. Граничная энергия бета-спектра для нуклидов, образующихся при эксплуатации ЯЭУ – (а) и идентифицированных при дефектации с нагревом до 300 °С – (б)

Анализ ядерно-физических характеристик радионуклидов-претендентов показал, что изотоп ^{35}S следует исключить из рассмотрения по причине его полного распада к моменту проведения эксперимента. Также следует исключить из рассмотрения и нуклид ^{129}I, поскольку для достижения наблюдаемой в эксперименте активности требовался контакт с открытым топливом [11], а мешающие примеси выходили при нагреве герметичных ОТВС. Это позволило авторам работы сделать вывод о том, что при дефектации ОТВС с нагревом до 300 °С в ИК поступает радионуклид ^{14}C [12, 13].

Модернизация системы очистки газа в контуре УСД от мешающих примесей

Экспериментальная проверка эффективности различных способов очистки газа от ^{14}C была выполнена на УСД при нагреве герметичных ОТВС до температуры 300 °С. После

нагрева до указанной температуры к газовому циркуляционному контуру подключали систему очистки с различными типами сорбентов. Изменение объёмной активности газа в ГИК при использовании колонки, заполненной сорбентом «Силоксид» (синтезированный по специальной технологии пористый гранулированный диоксид кремния) [14], представлено на рис. 4, а при использовании барботёра, заполненного раствором NaOH, – на рис. 5. Из рис. 4 и рис. 5 видно, что после начала очистки ГЦК от мешающих радионуклидов объёмная активность газа в контуре стенда дефектации (точки на графиках с указанием относительной погрешности измерений с применением УДГ-1Б) значимо снижается.

По результатам исследований различных способов очистки газа была сформирована модернизированная система очистки стенда дефектации: основная доля ^{14}C поглощается щёлочным раствором в барботёре (активность ^{14}C падает с 10^7 до 10^6 Бк/м^3), а на сорбенте «Силоксид» выполняется доочистка газа (снижение активности ^{14}C до 10^5 Бк/м^3). Модернизированная система очистки была включена в состав УСД (см. рис. 6, «Модернизированная система очистки»).

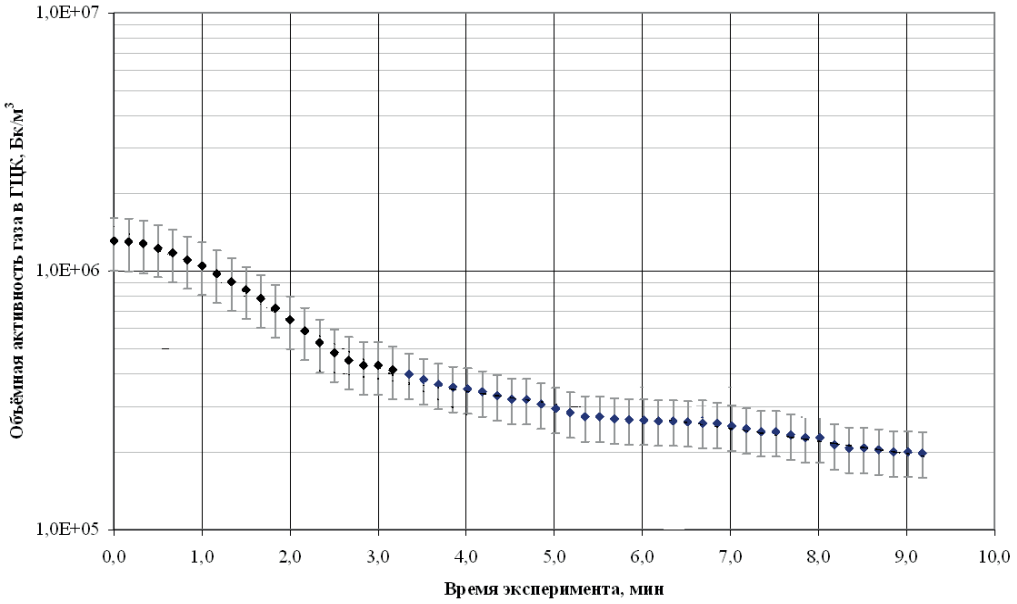


Рис.4. Изменение объёмной активности газа в ГИК при использовании сорбента «Силоксид»

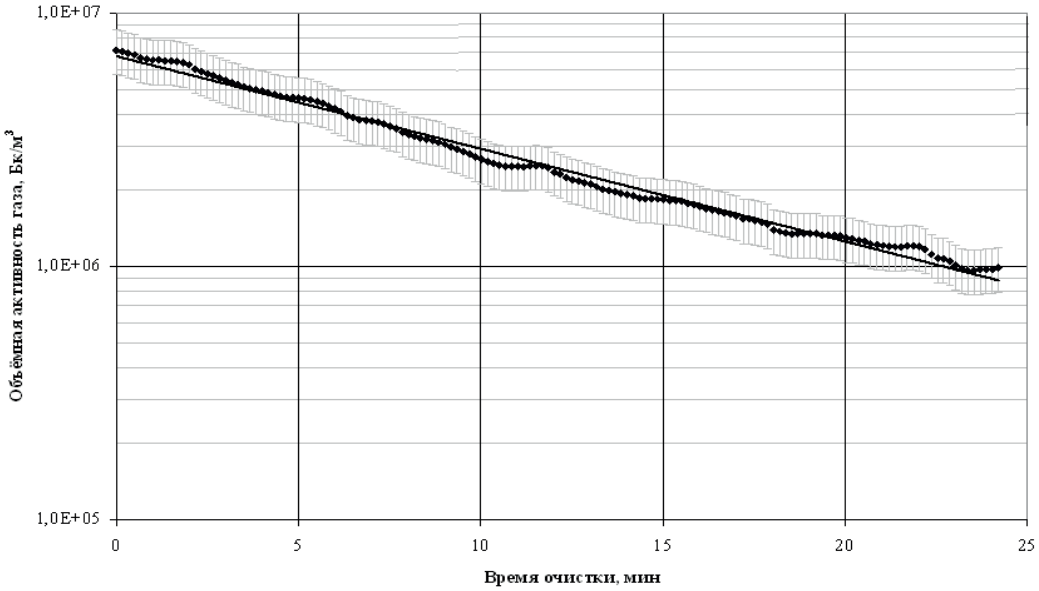


Рис.5. Изменение объёмной активности газа в ГИК при использовании барботёра с раствором NaOH

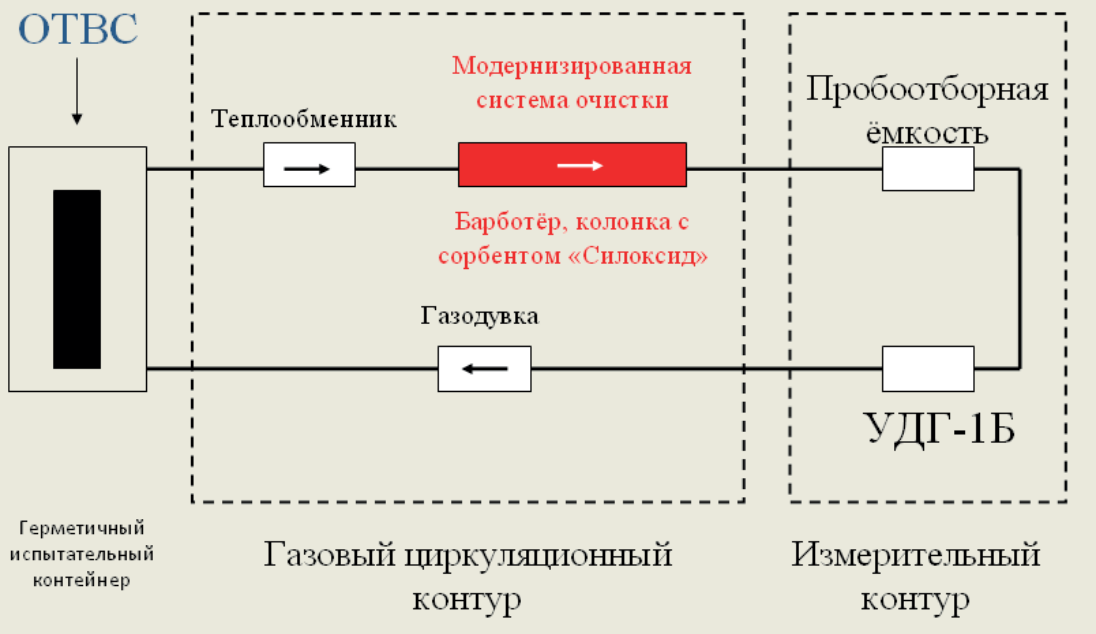


Рис. 6. Схема универсального стенда дефектации после модернизации

После модернизации УСД были проведены дополнительные эксперименты с нагревом герметичных ОТВС до температур 150 °С и 300 °С. Результаты данных экспериментов приведены в табл. 2.

Таблица 2

Сравнение показаний УДГ-1Б и результатов гамма-спектрометрического анализа во второй серии экспериментов

Номер эксперимента	Номер этапа	Температура нагрева ОТВС, °С	Объёмная активность газа (УДГ-1Б), Бк/м^3	Объёмная активность ^{85}Kr (ГАММА-1П), Бк/м^3
10	I II	150 300	$9.1\cdot10^3$ $3.7\cdot10^4$	$< 5\cdot10^5$
11	I II	150 300	$1.9\cdot10^4$ $7.9\cdot10^4$	$< 5\cdot10^5$
12	I II	150 300	$8.6\cdot10^3$ $2.6\cdot10^4$	$< 5\cdot10^5$
13	I II	150 300	$9.1\cdot10^3$ $4.8\cdot10^3$	$< 5\cdot10^5$

Как видно из представленных в табл. 2 данных, после нагрева ОТВС до 300 °С активность газа, по сравнению с нагревом от ОТВС до 150 °С, как и ранее повышалась. Максимальная объёмная активность газа в ГЦК при работе системы очистки не превысила $1\cdot10^5$ Бк/м^3, это в 30–100 раз ниже значений, достигнутых без системы очистки (см. табл. 1).

По результатам модернизации стенда дефектации был получен патент № 2622107 [15]. Выполненная модернизация УСД позволила снизить объёмную активность радионуклида ^{14}C в ГЦК практически до уровня фоновых значений и обеспечить достоверное определение активности ^{85}Kr в ИК при дефектации ОТВС при их нагреве до 300 °С с применением средств оперативного радиационного контроля (УДГ-1Б) без дополнительного проведения гамма-спектрометрических измерений проб газа в лабораторных условиях.

Заключение

1. В процессе внереакторной дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения «сухим» методом при нагреве твэлов до температуры выше 150°С обнаружено поступление в газовый циркуляционный контур стенда дефектации радионуклида ^{14}C. Реализуемый метод дефектации основан на измерении объёмной активности ^{85}Kr, поступающего из негерметичных ОТВС. Наличие в контуре ^{14}C препятствует определению активности ^{85}Kr с использованием показаний УДГ-1Б. Это требует дополнительного проведения гамма-спектрометрических измерений проб газа в лабораторных условиях, что существенно увеличивает трудозатраты и снижает оперативность получения конечных результатов.

2. Для повышения достоверности результатов измерений активности ^{85}Kr проведена модернизация УСД путём включения в состав газового циркуляционного контура промышленного барботёра с раствором щелочных металлов и колонки со специальным сорбентом «Силоксид» для очистки газа от «мешающих» радионуклидов, в частности от радионуклида ^{14}C. После модернизации объёмная активность ^{14}C при нагреве ОТВС до 300 °С была снижена до уровня фоновых значений. Это позволило обеспечить достоверное определение активности ^{85}Kr с использованием УДГ-1Б без дополнительных лабораторных гамма-спектрометрических измерений.

3. По результатам модернизации универсального стенда дефектации авторами представленной в статье работы был получен патент № 2622107.

Conclusions

1. Occurrence of ^{14}C was observed in the gas circulation loop of a test facility intended for ex-core detection of leaks in SNF assemblies of nuclear propulsion reactors. The ^{14}C radionuclide occurred in the gas atmosphere during testing of the assemblies for leaks using a “dry” method where the fuel elements were heated to above 150 °C. The standard detection method is to measure the volumetric activity of ^{85}Kr released from leaking SNF assemblies, however, the presence of ^{14}C in the loop prevents determination of ^{85}Kr activity using UDG-1B measurements. This requires additional gamma spectrometry measurements in laboratory, significantly increasing working hours and time to obtain the result.

2. The reliability of ^{85}Kr activity measurements was enhanced through modification of the test facility: the gas circulation loop was provided with a bubbler containing solution of alkali metals and a column with NITI-developed sorbent, “Siloxide”, for separating “interfering” radionuclides, such as ^{14}C, from the gas atmosphere. Due to this modification, the volumetric activity of ^{14}C after heating of SNF assemblies to 300°C was reduced to background level. As a result, the ^{85}Kr activity was determined only using UDG-1B without additional gamma spectrometry measurements in laboratory.

3. The method based on the use of the modified facility was patented by the authors of the study described in the paper (Russian patent No. № 2622107).

Благодарности

Авторы выражают благодарность сотрудникам отдела радиационной безопасности В.Г. Ильину, М.Н. Баеву, О.Н. Саранче и В.К. Корневу за помощь в организации и проведении экспериментов с ОТВС; д.т.н. И.С. Орлёнкову, который многие годы являлся научным руководителем направления КГО в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»; к.т.н. Е.Б. Панкиной, которая организовала работы по измерению спектров бета-излучения от счётных образцов со стенда дефектации; к.т.н. С.Н. Орлову, который участвовал в работе по выбору летучих (газообразных) бета-излучающих радионуклидов.

Литература

1. *Василенко В.А.* Концепция и технология комплексных испытаний судовых ядерных энергетических установок на наземных стендах-прототипах. – СПб.: Изд.-во «Моринтех», 2003. – 168 с.
2. Моделирование поведения топлива тепловыделяющих элементов реакторов ВВЭР и РБМК с использованием компьютерной технологии MARC / Г.В. Кулаков, Ю.В. Коновалов, А.А. Косауров, А.В. Ватулин // Инженерный журнал: наука и инновации. – 2015. – Вып. 6. – URL: http://engjournal.ru/catalog/pmce/nre/1408.html.
3. *Перепелкин С.О.* Изучение состояния и возможности извлечения негерметичных твэлов из ремонтопригодных ТВС ВВЭР-1000: автореферат дисс. … канд. техн. наук. – Димитровград, 2010. – 24 с.
4. Метод оперативного контроля герметичности оболочек твэлов при выгрузке ледокольной активной зоны / М.М. Кашка, А.Н. Пастухов, О.Б. Самойлов, Б.И. Коломиец, С.П. Довбуш. – Атомная энергия. – 2016. – Т.121, вып. 5. – С. 290-293.
5. Способ контроля герметичности оболочек твэлов и устройство для его осуществления: патент №2297680, РФ G21C 17/07 / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, А.М. Краснов, А.В. Ещеркин. – Опубл. 20.04.2017. Бюл. № 11.
6. Обоснование методики контроля герметичности оболочек твэлов с матричной структурой топлива при перегрузках реактора / М.Л. Жемжуров, В.А. Левадный, В.Б. Нестеренко, И.Я. Поплыко // Известия АН БССР. Сер. физ.-энерг. Наук. – 1987. – № 4. – С. 7–10.
7. Внереакторный контроль герметичности оболочек твэлов ОТВС ТЯЭУ / В.Г. Ильин, В.Н. Епимахов, В.В. Четвериков, О.Н. Саранча, Р.В. Фоменков // Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике: Восьмая научно-техническая конференция (Атомэнергоаналитика-2017). 30 мая–01 июня 2017 года, г. Сосновый Бор Ленинградской области: материалы конференции. – СПб.: Изд-во ВВМ, 2017. – С. 391–394.
8. Установка для измерения объёмной активности радиоактивных газов в воздухе УДГ-1Б: паспорт; ФВКМ.412123.001 ПС, (инв. № 105600 по учёту НИТИ). – 9 с.
9. Гамма-спектрометры с полупроводниковыми детекторами. Методика поверки: методические указания; МИ 1916-88. – НПО «ВНИИФТРИ», 1989. – 34 с.
10. *Бекман И.Н.* Ядерная индустрия: курс лекций. – М.: МГУ, 2005. – 870 с.
11. Динамика фоновых концентраций йода-129 и методика его определения // Сборник докладов научно-технической конференции СЭВ г. Вильнюс, май 1982 г. – Книга 5. – С. 155–159.
12. Внереакторный контроль герметичности оболочек твэлов транспортных ЯЭУ / В.Н. Епимахов, В.В. Четвериков, В.Г. Ильин, Р.В. Фоменков, М.С. Олейник // Радиохимия 2018: IX Российская конференция с международным участием: сборник тезисов. – Санкт-Петербург, 2018 – С. 180.
13. Leak detection of irradiated fuel assemblies in naval marine plants / Vitalii Epimakhov, V.G. Ilyin, V.V. Chetverikov, O.N. Sarancha, R.V. Fomenkov // Czech Chemical Society Symposium Series. – 2018. – 16 (2). – P. 172-173. – URL: http://www.ccsss.cz.
14. *Москвин Л.Н.* Радиохимический контроль водных и воздушных сред в атомной энергетике / Л.Н. Москвин, В.Н. Епимахов, В.В. Четвериков // Радиохимия. – 2011. – Т. 53, № 6. – С. 3–13.
15. Патент № 2622107, Российская Федерация G21C 17/00. Способ контроля герметичности оболочек твэлов отработавших тепловыделяющих сборок транспортных ядерных энергетических установок / В.Н. Епимахов, В.В. Четвериков, В.Г. Ильин, Р.В. Фоменков, М.С. Олейник, О.Н. Саранча, Ю.К. Корнев. – Опубл. 13.06.2017.

УДК 621.039.733 DOI:10.52069/2414-5726_2022_4_30_41

Модуль упаривания концентратов жидких радиоактивных отходов ядерных энергетических установок

В.Н. Епимахов[1, 2], С.В. Прохоркин[1], В.С. Ткаченко[1], В.Д. Смирнов[1], С.В. Блинов[1], М.И. Козин[1]

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

[2] Институт Ядерной Энергетики, филиал Санкт-Петербургского политехнического университета им. Петра Великого, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия;

Аннотация

Разработан модуль упаривания концентратов жидких радиоактивных отходов (ЖРО) для модульной мембранно-сорбционной установки очистки и концентрирования ЖРО транспортных ЯЭУ, как необходимый модуль перед стадией цементирования кубовых остатков на модульной установке цементирования. Он позволяет уменьшить объем жидких радиоактивных отходов в 8–10 раз. Выбранный индукционный нагрев концентратов ЖРО в баке-концентраторе по сравнению с электрическим кабельным нагревом исключает местные перегревы, является надежным, быстрым и безопасным. При этом нагреватель служит теплоизолятором. Максимальная производительность упаривания из емкости в форме 200-литрового бака-концентратора составляет 2.5 л/ч при температуре нагрева концентрата до 85 °С без превышения температуры кипения. Это позволяет осуществлять упаривание концентрата ЖРО до солесодержания 500 г/л. При упаривании обеспечивается очистка конденсата по солям более чем в $5 \cdot 10^3$ раз.

Разработана программа автоматизации «АРМ-МУК», позволяющая оператору с удалённого рабочего места управлять исполнительными механизмами и оперативно контролировать температуру и качество технологических сред модуля упаривания концентратов.

Ключевые слова: ядерные энергетические установки, жидкие радиоактивные отходы, упаривание, кондиционирование, модульная мембранно-сорбционная установка, модульная установка цементирования, модуль упаривания концентратов.

Unit for evaporation of concentrated liquid radioactive waste from nuclear propulsion reactors

V.N. Epimahov[1, 2], S.V. Prohorkin[1], V.S. Tkachenko[1], V.D. Smirnov[1], S.V. Blinov[1], M.I. Kozin[1]

[1]FSUE “Alexandrov NITI”, Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia;

[2]Institute of Nuclear Power Engineering, Peter the Great Saint Petersburg Polytechnic University, Saint Petersburg, Russia

Abstract

A unit for evaporation of concentrated liquid radioactive waste (LRW) is developed as part of the modular sorption-membrane system that is intended to treat and concentrate LRW generated from nuclear propulsion reactors. The evaporation unit concentrates the waste prior to incorporation in cement in a cementing unit. The use of the unit leads to 8-10 times reduction in the volumes of liquid radioactive waste. An induction-heating method is applied to heat concentrates in the concentrator tank. In comparison to electric-wire heating, the applied method prevents hot-spotting and is safe, fast and reliable. The induction heater also serves as a thermal insulator. The maximum rate of evaporation from a 200-L concentrator tank is 2.5 l/h at 85 °C of the concentrate and always below the boiling point. Under these conditions,

the salt content of concentrated LRW can be increased to 500 g/l. The evaporation process provides for more than $5 \cdot 10^3$ decrease in the salt concentration of condensed LRW.

The "ARM-MUK" automation program is developed, which allows the operator at a remote workstation to control actuators and monitor the temperature and quality of fluids in the evaporation unit.

Key words: nuclear propulsion reactors, liquid radioactive waste, evaporation, conditioning, modular sorption-membrane system, modular cementing unit, unit for evaporation of concentrates.

Введение

В настоящее время на АЭС используется энергозатратная дистилляционно-ионообменная технология концентрирования низкоактивных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) для последующего цементирования или битумирования кубовых остатков. Недостатками данного способа является высокий расход пара (1 т греющего пара для выпаривания 1 м^3 ЖРО) для поддержания температуры кипения, сложность технологического оборудования для очистки конденсата от вспенивания, капельного и аэрозольного уноса кипящей жидкости (сепараторы, жалюзийные отбойники, барботажные устройства в виде насадочных или тарельчатых колонн и т.д.). Всё это затрудняет и удорожает его реализацию для переработки малотоннажных ЖРО транспортных ЯЭУ непосредственно на месте их образования, особенно в мобильных установках. Кроме того, по мере роста солесодержания снижаются коэффициенты очистки, так что приходится проводить двухстадийное выпаривание, а при наличии в ЖРО большого количества хлоридов (примеси морской воды) при температуре кипения происходит интенсивная коррозия выпарного оборудования.

Для развития концепции гибких мобильных модульных комплексов, обеспечивающих полный цикл обращения с ЖРО транспортных ЯЭУ, и в соответствии с Федеральной целевой программой «Обращения с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизации и захоронения» в НИТИ им. А.П. Александрова были разработаны, сертифицированы и приняты в эксплуатацию модульная мембранно-сорбционная установка (ММСУ) концентрирования ЖРО (сертификат № РОСС RU. ME 48 C00880 № 0091968) и модульная установка цементирования (МУЦ) концентратов ЖРО (сертификат № РОСС RU. ME 48 C00943 № 0091971) [1]. МУЦ предназначена для подготовки концентратов ЖРО, получаемых при эксплуатации ММСУ, к захоронению путем включения их в неорганическое связующее (портландцемент, шлакопортландцемент и др.) при производительности по концентрату 0.12 м^3/ч. Опыт эксплуатации МУЦ показал, что на ней успешно отверждаются концентраты ЖРО с ММСУ солесодержанием до 400 г/л и удельной активностью бета-излучающих радионуклидов до $5 \cdot 10^5$ Бк/л [2–5].

Опыт длительной эксплуатации разработанной в 1994 году в НИТИ им. А.П. Александрова модульной мембранно-сорбционной технологии очистки и концентрирования ЖРО транспортных ЯЭУ показал её высокую эффективность и экономичность, так как энергетические затраты основного обратноосмотического модуля (МОО) в десятки раз меньше энергопотребления выпарных аппаратов. Однако у осмотических мембранных фильтров есть свои концентрационные пределы. Поэтому целесообразно в комплексной технологии кондиционирования ЖРО совместить два способа концентрирования, а именно, экономичный способ обратноосмотического концентрирования на первой стадии с более эффективным способом упаривания на второй стадии. По этой схеме, перерабатывая 1000 м^3 исходных ЖРО с солесодержанием 0.5 г/л, на МОО концентрат доводится до 50 г/л, уменьшая объем ЖРО до 10 м^3. Далее методом упаривания снижается его объем еще в 8 раз, до 400 г/л. Такой вариант переработки с экономической стороны наиболее оправдан, так как выпарная установка упаривает не 1000 м^3,

а в 100 раз меньший объем – 10 м^3. Для этих целей требуется и установка гораздо меньших размеров и меньшей производительности.

Повышение солесодержания перерабатываемых ЖРО с 0.5 до 5 г/л приводит к снижению производительности МОО с 0.5 до 0.2 м^3/ч, а при содержании солей свыше 20 г/л – до 0.05 м^3/ч из-за концентрационной поляризации [6]. При этом значительно ухудшается качество очистки и, что весьма важно, существенно возрастает солевая нагрузка на ионообменный модуль. При возрастании солесодержания перерабатываемых ЖРО требуется чаще регененерировать катионит азотной кислотой, а анионит гидроксидом натрия, что приводит к дополнительному повышению солесодержания ЖРО и увеличению в нем содержания нитрата натрия. Согласно техническим характеристикам на МУЦ можно отверждать концентраты с солесодержанием до 400 г/л, тем более что определяющие солевой состав ЖРО карбонаты и сульфаты образуют с кальцием цементного клинкера труднорастворимые соединения, повышающие качество цементных компаундов. В связи с этим была поставлена цель разработки технологии и установки концентрирования ЖРО путем глубокого упаривания концентратов ММСУ, вплоть до насыщения по солям и последующего цементирования кубового остатка [6].

1. Устройство и основные характеристики модуля упаривания концентратов ЖРО

При разработке установки упаривания была обоснована целесообразность упаривания концентрата в 200-литровом баке-концентраторе, в котором далее должно быть проведено цементирование полученного кубового остатка. Упаривание должно проводиться при температуре ниже температуры кипения (не более 90 °С) с последующим уносом испаряемой воды потоком горячего воздуха, нагретым до 130–150 °С. Подача горячего воздуха осуществлялась непосредственно в 200-литровый бак-концентратор с ЖРО с отводом пара, образующегося вследствие испарения с поверхности, и его последующей конденсации.

Теплопередача внутри бака-концентратора с ЖРО является конвективной, поверхность кипения отсутствует. В этих условиях коэффициент очистки паров от радионуклидов увеличивается. Загрязнение паров может происходить только в результате молекулярного уноса (летучести) радионуклидов и за счет эффекта растворения солей в паре. С учетом того, что температура ЖРО в баке-концентраторе ниже температуры кипения, существенно снижается инкрустация солей и образование накипи на греющих поверхностях, а также повышается безопасность обслуживания оборудования.

Установка МУК представляет собой металлическую конструкцию, на которой смонтировано технологическое оборудование и средства контроля и управления. В состав оборудования МУК ЖРО входят:

- 3-х секционный электрический нагреватель воздуха ТЭН240В13/5.ОК380;
- узел загрузки с приводом мешалки и мотор с редуктором МРП2-50;
- бак-концентратор;
- 3 водяных теплообменника 273ТКВ-1.6-М8/25-1.5-2 с насосом для воды контура охлаждения CRN-5-5;
- мерник-сборник конденсата;
- вентилятор РВС-0.55,
- тележка с подъемной платформой и индукционным нагревателем бака-концентратора Thermosafe TH типа А, стационарным пирометром Кельвин ИКС-4-20 и высокотемпературными тензодатчиками К-С-18М (Т) с транзисторным генератором СЭЛТ-111-20;

– насос-дозатор ЖРО DMX 130;
– запорно-регулирующая арматура.

Общий вид модуля упаривания концентрата (МУК) представлен на рис. 1.

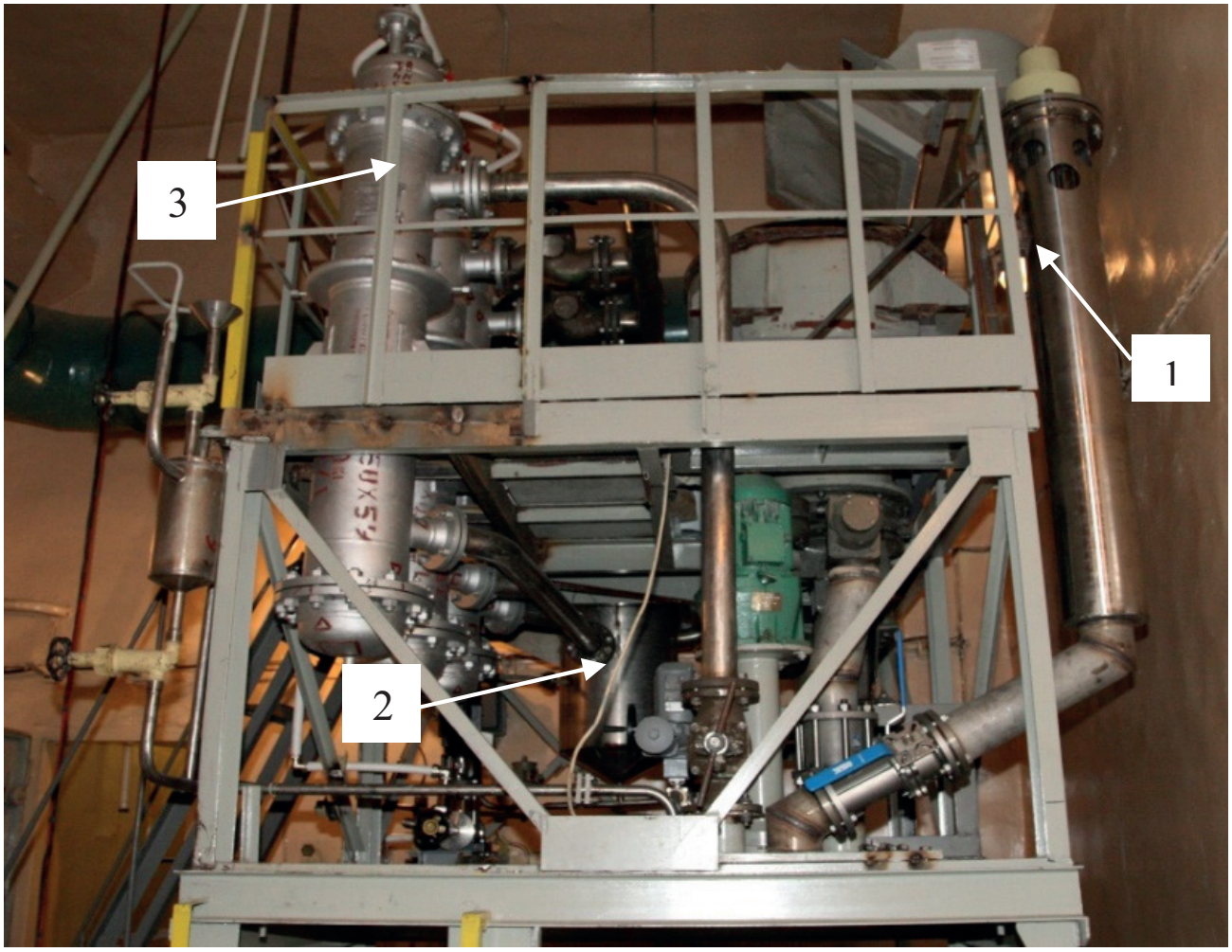


Рис. 1. Общий вид модуля упаривания концентрата

1 - электрический нагреватель воздуха ТЭН240В13/5.ОК380 3-х секционный;
2 - узел загрузки с приводом мешалки и мотор с редуктором МРП2-50;
3 - три водяных теплообменника 273ТКВ-1.6-М8/25-1.5-2.

Производительность МУК регулируется температурой и скоростью подачи воздуха, а также температурой подогреваемого бака-концентратора. При этом трехсекционные электронагреватели воздуха могут включаться поочередно или все вместе, а скорость подачи подогретого воздуха регулируется клапанами.

Для улучшения уплотнения бака-концентратора ЖРО в МУК была выбрана силиконовая резина, обеспечивающая пластичность до +100 °С и работоспособность до +250 °С, а также устойчивая к воздействию солей, кислот и щелочей. Для улучшения перемешивания подогреваемого раствора была разработана подвесная мешалка с креплением к мотору-редуктору, не опирающаяся на дно бака-концентратора. Эта мешалка используется далее и для приготовления цементного компаунда.

Пневмогидравлическая схема МУК приведена на рис. 2. Внешний вид установки индукционного нагревателя бака-концентратора представлен на рис. 3.

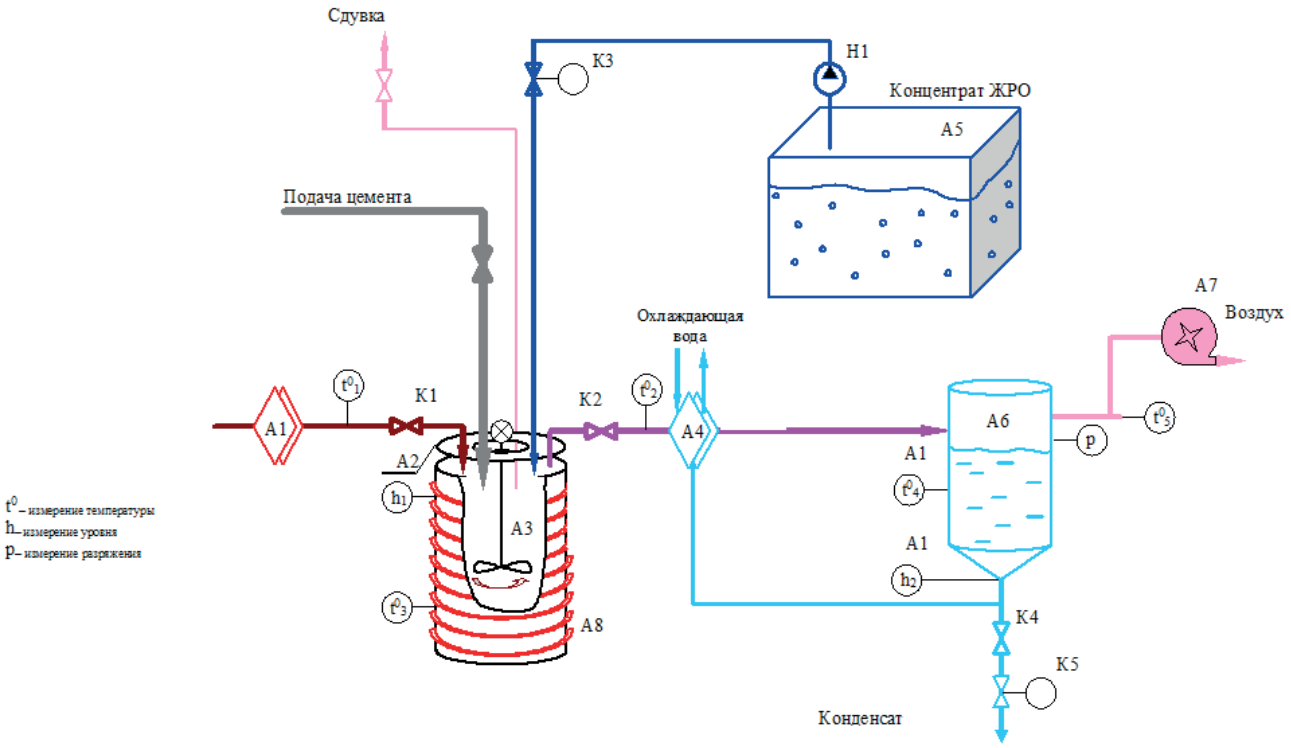


Рис. 2. Пневмогидравлическая схема МУК:

А1 – нагреватель воздуха; А2 – стыковочный узел; А3 – бак-концентратор с мешалкой;
А4 – конденсатор-теплообменник; А5 – бак приема ЖРО; А6 – мерник-сборник конденсата;
А7 – вентилятор; А8 – нагреватель бака-концентратора (индукционный); К1, К2, К4 – клапаны запорные;
К3, К5 – клапаны запорные с электроприводом; Н1 – насос-дозатор;
t^0 – измерение температуры, h – измерение уровня, p – измерение разряжения.

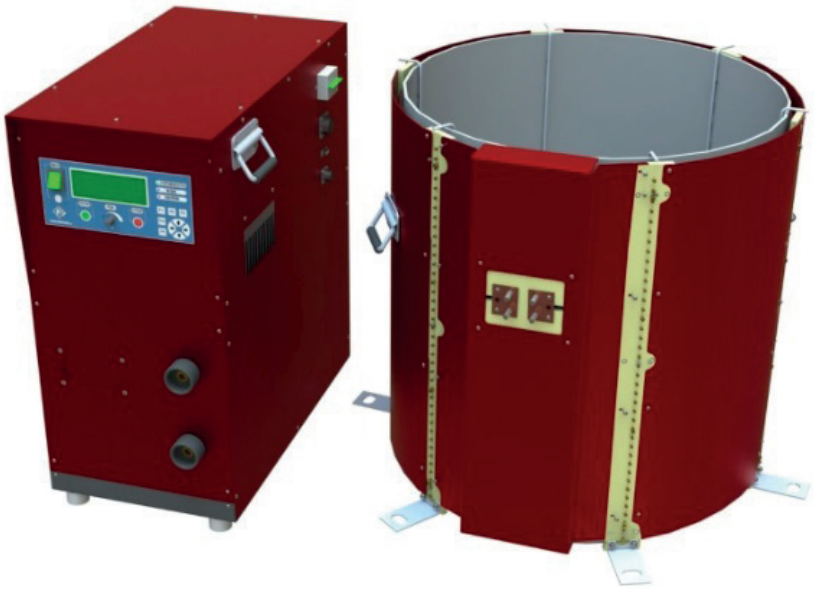


Рис. 3 – Внешний вид установки индукционного нагрева бака-концентратора

Разработана программа автоматизированного рабочего места «АРМ-МУК», позволяющая с удаленного рабочего места дистанционно управлять исполнительными механизмами и технологическими параметрами МУК: вентилятором, нагревателем воздуха и бака- концентратора, клапанами, насосом-дозатором ЖРО, шнековым питателем цемента и мешалкой, а также для контроля за технологическими параметрами: температурами дна бака-концентратора, воздуха на входе и на выходе из бака-концентратора, конденсата, воздуха на входе вентилятора, массы содержимого бака-концентратора, уровня конденсата в мернике-сборнике конденсата и уровня разрежения воздуха.

В состав средств управления и сигнализации МУК включены блок управления МУК с МУЦ и электронный блок БЭ-69 5Д2.008.062 сигнализатора уровня АС5Д1.430.020 АСУ-1, пять датчиков температуры ДТ-1-АМ 5Д2.821.017-05, датчик разряжения Метран-100-ДВ мод. 1241, СПГК.5070.000.00, датчик уровня Метран-100-ДГ мод. 1533, СПГК.5070.000.00.

Для функционирования программы «АРМ-МУК» в состав автоматизированного рабочего места включен компьютер, который подключен к вычислительной сети по интерфейсу RS-485. Программа «АРМ-МУК» запускается как приложение в операционных системах Microsoft Windows 7, 8, 8.1, 10. Экранная форма программы «АРМ-МУК» (рис. 4) разделена на две части. В левой части формы размешены кнопки управления исполнительными механизмами, в правой части размешены индикаторы контроля параметров технологического процесса концентрирования и цементирования.

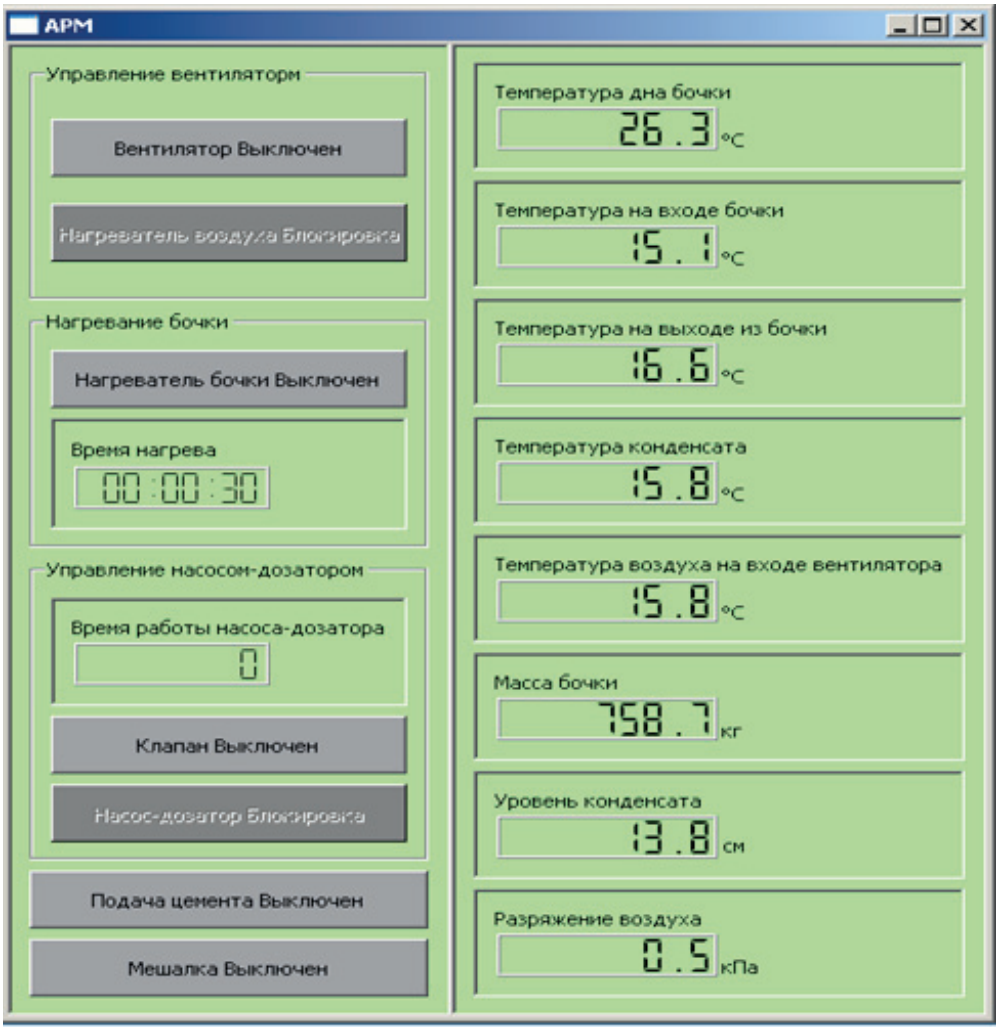


Рис. 4 – Экранная форма интерфейса программы «АРМ-МУК»

2. Экспериментальная часть и обсуждение результатов

Для оценки основных параметров процесса испарения ЖРО были проведены испытания МУК с контролем показаний датчиков температуры, расположенных (см. схему на рис. 2):

- t^0_1 – на трубопроводе подачи горячего воздуха в бак-концентратор;
- t^0_2 – на трубопроводе отвода паров воды из бака-концентратора;
- t^0_3 – у наружной поверхности бака-концентратора;
- t^0_4 – на мернике-сборнике конденсата;
- t^0_5 – на трубопроводе подачи воздуха в вентилятор.

Вначале были отрегулированы скорость и температура греющего воздуха. Процесс проводили до полного упаривания воды в баке-концентраторе. Далее проверяли герметичность трубопроводов и всех соединений системы охлаждения конденсаторов-теплообменников МУК и испытывали подъемный механизм транспортной тележки узла загрузки с грузом 400 кг, чтобы подъем и опускание груза осуществлялись плавно и без перекосов. Затем проводили калибровку индукционного нагревателя с определением времени установления стабильной температуры. Для этого бак-концентратор, заполненный наполовину водой, нагревали и после этого выдерживали при установленной температуре. На рис. 5 показано изменение температуры воды в баке-концентраторе от времени нагрева (при нагреве до температур 42 и 85 °С).

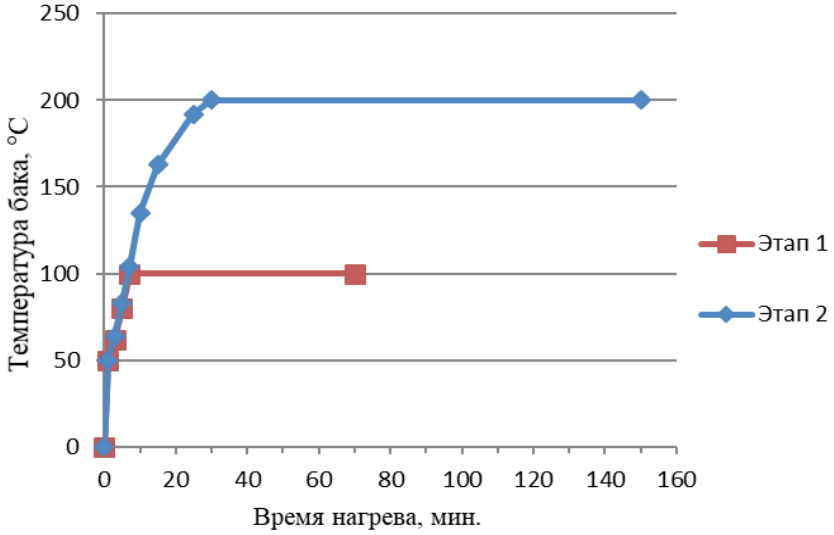


Рис. 5. Изменение температуры воды в баке-концентраторе от времени нагрева до температуры 42 °С (этап 1) и до температуры 85 °С (этап 2).

В первом режиме нагрева поверхность бака-концентратора прогрели до 100 °С за 7 минут и далее температура стабилизировалась. Через 1 час установка индукционного нагрева была выключена и произведен замер температуры воды, которая составила 42 °С. Во втором режиме прогрева поверхность бака-концентратора довели до 200 °С. Через 30 минут температура стабилизировалась, а через 2 часа индукционный нагреватель был выключен при этом температура воды составила 85 °С.

Проведена проверка скорости испарения воды при нагреве индукционным нагревателем с включенными вентилятором и электрическим нагревателем воздуха. Через 30 минут работы нагревателя температура поверхности бака-концентратора достигла 200 °С, а нагреватель перешел в стабильный режим работы. За 7 часов стабильной работы при температуре воды равной 85 °С было упарено 12 л воды. Зависимость объема испарившейся воды от времени нагрева представлена на рис. 6.

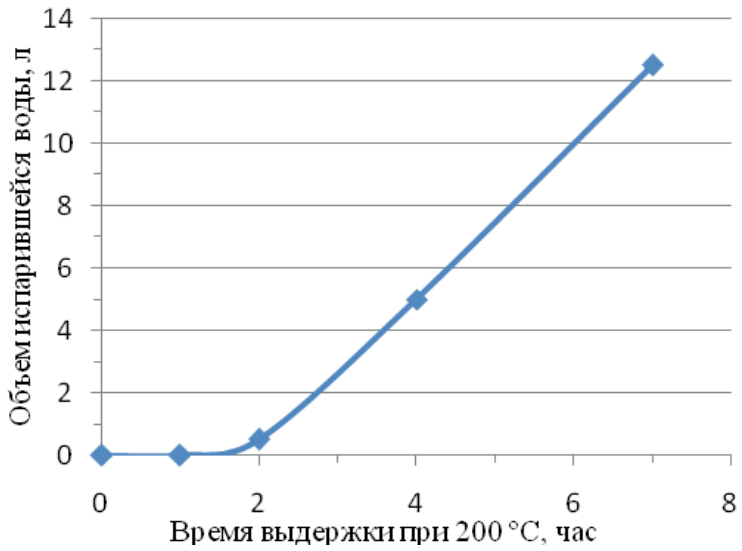


Рис. 6. Зависимость объема испарившейся воды от времени при температуре воды в баке-концентраторе 85 °С

Далее испытания проводили на концентрате ЖРО с солесодержанием 50 г/л. Содержание основных компонентов в ЖРО, определенных на основе весового, атомно-абсорбционного и ионо-хроматографического методов анализа, приведено в таблице. Удельная активность основных радионуклидов составляла: ^{137}Cs – $8.7 \cdot 10^2$, ^{90}Sr – $1.81 \cdot 10^4$ и ^{60}Co – $1.6 \cdot 10^2$ Бк/кг.

Таблица

Содержание основных химических компонентов в ЖРО

Компоненты	Относительное содержание, %
Взвеси	0.3÷0.5
Гидрокарбонаты	18÷33
Сульфаты	23÷37
Хлориды	8.6÷8.8
Нитраты	6.0÷7.0
Натрий	27÷29
Калий	4.9÷5.7
Кальций	1.0÷1.9
Магний	0.5÷1.2

Упаривание ЖРО проводили в щелочной среде при pH = 10 для обеспечения перевода гидрокарбонатов натрия в два раза более растворимые карбонаты. Оценку уменьшения объёма ЖРО в баке проводили по показателям тензодатчиков, а солесодержание определяли в отобранных пробах.

По окончании испытаний солесодержание концентрата составило 303 г/л, а с учетом солевого налета на стенках – 375 г/л. При упаривании соль выделялась не только на стенках бака-концентратора, но также появлялась твердая фаза в виде пленки на поверхности пересыщенного раствора. При этом солесодержание конденсата составило 60 мг/л, т.е. коэффициент очистки по солям по сравнению с конечным упаренным концентратом составил более $5 \cdot 10^3$.

С уменьшением объема концентрата производительность уменьшалась и на заключительной стадии составила 1.5 л/ч. Это связано как с понижением уровня воды, так и с образованием солевой пленки на поверхности, что уменьшало интенсивность испарения. Во время испытаний дважды осуществляли долив концентрата ЖРО при помощи насоса дозатора. За время проведения испытаний из общего объема ЖРО, равного 230 литрам, было выпарено 200 литров воды. Зависимость изменения солесодержания и объема концентрата во время проведения испытаний представлены на рис. 7.

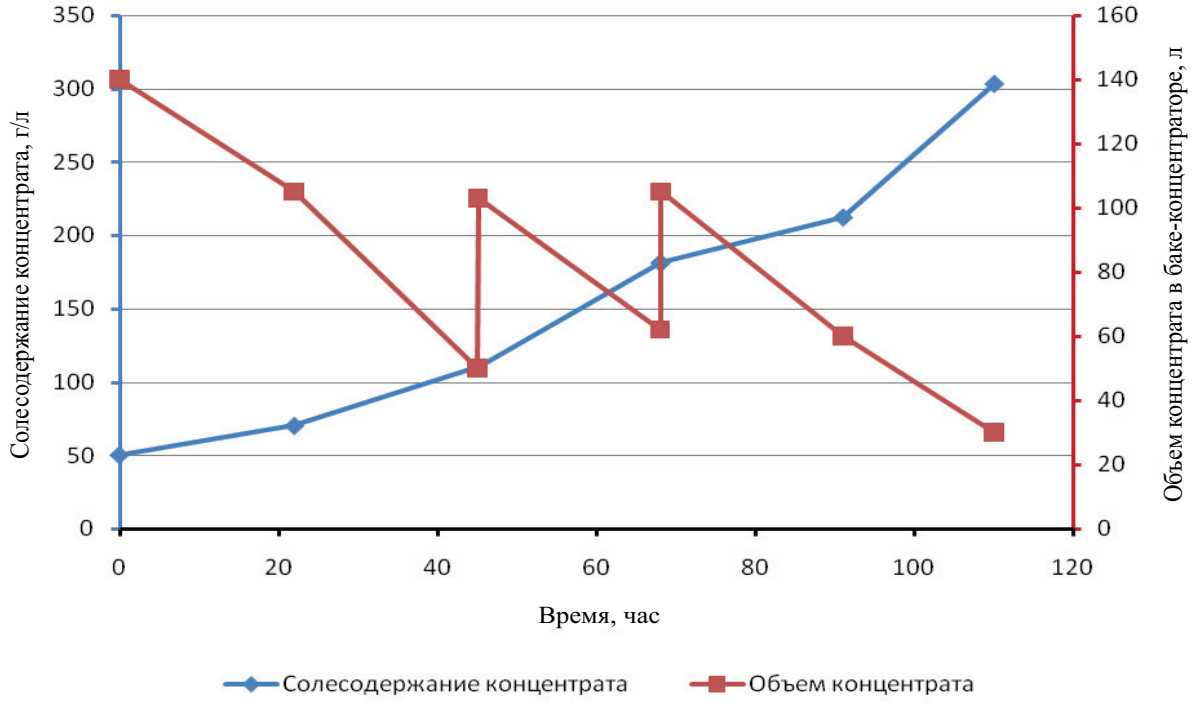


Рис. 7. Зависимость изменения солесодержания и объема концентрата ЖРО в процессе испарения

Таким образом, испытания МУК показали возможность получения кубового остатка с солесодержанием до 400 г/л. при упаривании с периодическим дозированием ЖРО. При этом средняя производительность по конденсату составила 2.0 л/ч при объеме концентрата ЖРО в баке-концентраторе, равном приблизительно 1/2 объема.

Проведено цементирование образовавшегося кубового остатка. Для отверждения в качестве связующего использовали портландцемент марки М-400. В качестве сорбционной добавки – кембрийскую глину.

При подаче цемента в бак-концентратор образовывался равномерный по всему объему водоцементный раствор. При схватывании цементный компаунд значительно нагревался и сохранял температуру не менее 50 °С в течение первых суток. Выделение налета свободных солей на поверхности блока не отмечено.

Отверждение кубового остатка ЖРО вместе со взвесями проводили при растворо-цементном отношении равном 0.7 и добавке глины в количестве 10 % от массы цемента. Для испытаний полученного компаунда изготовили образцы кубической формы с размерами граней 2 см, выдерживая в воздушно-влажной атмосфере в течение 28 суток. Вспучивание или растрескивание образцов отсутствовало, образование налета солей на поверхности блоков не наблюдалось. Прочностные испытания образцов проводили согласно ГОСТ 310.4-81. Прочность отвержденного компаунда составила 16 МПа, что обеспечивает не только требования к их безопасной транспортировке по ГОСТ Р51883-2002 (не менее 5 МПа), но и сохранность

при транспортных авариях (не менее 10 МПа). Определение химической устойчивости цементированных концентратов ЖРО проводили по исследованию выщелачиваемости ^{137}Cs из образцов отвержденных отходов согласно ГОСТ 29114-91. Коэффициент диффузии составил $3.8 \cdot 10^{-6}$ см^2/сут.

По литературным данным у отвержденных ЖРО АЭС значения коэффициентов диффузии радиоцезия для цементных компаундов (без сорбционных добавок) имеют величины порядка 10^{-3} см^2/сут., а для битумных компаундов 5×10^{-6} см^2/сут. [7]. Таким образом, полученные цементные блоки по химической устойчивости приближаются к битумным компаундам.

Объем цементных компаундов, получаемых из 1000 м^3 исходных ЖРО (при исходном солесодержании ~ 0.50 г/л), составлял бы 150–15 м^3 для обратноосмотических концентратов с солесодержанием 5–50 г/л, соответственно, а для кубовых остатков от упаривания (солесодержанием 400 г/л) 1.9 м^3, при этом расход цемента уменьшается в 8–80 раз, а самое главное, сокращаются капитальные затраты на сооружение хранилищ радиоактивных отходов. Таким образом, применение в технологической схеме комплексной переработки ЖРО ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» модуля упаривания обратноосмотических концентратов перед их отверждением экономически оправдано.

Заключение

1. Для сокращения объема жидких радиоактивных отходов модульная мембранно-сорбционная установка очистки и концентрирования дополнена автоматизированным модулем упаривания концентратов, позволяющим концентрировать ЖРО до 400 г/л.
2. Оптимальным является режим с периодическим дозированием ЖРО (1 раз в сутки) и поддержанием уровня концентрата ЖРО в баке-концентраторе около 1/2 объема, что позволяет осуществлять упаривание при максимальной производительности до солесодержания 400 г/л. Установка индукционного нагрева СЭЛТ-111-20/44 обеспечивает выход на заданный режим упаривания всего за 0.5 часа.
3. Средняя производительность по конденсату при упаривании солевых концентратов Na_2CO_3 с использованием индукционного нагревателя составляет 2.0 л/ч при температуре концентрата 85 °С. Выделяемый на стенках бака-концентратора солевой налет легко снимается при цементировании, не оказывая влияния на коррозионную стойкость контейнера, которым служит бак-концентратор.
4. Предложенная технология упаривания безопасна, так как подогреватель воздуха и ЖРО разделены. При удельной активности радионуклидов упариваемых ЖРО до 10^5 Бк/кг с коэффициентом очистки более $5 \cdot 10^3$ обеспечивается получение конденсата, удовлетворяющего требованиям сброса в окружающую среду и кубового остатка, при включении которого в портландцемент образуются компаунды, безопасные для окружающей среды.
5. Целесообразность внедрения комплексной технологии переработки ЖРО с модулем упаривания взамен дистилляционно-ионообменной оправдана как с экономической, так и с технологической точки зрения. Обратноосмотическое концентрирование в десятки раз экономичнее дистилляционного концентрирования и по эффективности очистки от радионуклидов не уступает широко используемому дистилляционному методу. Например, из 1000 м^3 ЖРО 990 м^3 можно перерабатывать на обратноосмотическом модуле, а только 10 м^3 доупаривать. В то же время, на стадии индукционного доупаривания важным является технологический фактор – растворенные в ЖРО

соли не присыхают к стенкам аппарата упаривания и поэтому легко отделяются от стенок бака-концентратора при цементировании полученного концентрата.

6. Наряду с разработанными, сертифицированными и принятыми в эксплуатацию модульной мембранно-сорбционной установкой концентрирования ЖРО и модульной установкой цементирования концентратов ЖРО в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» с участием авторов статьи создана и отработана технология остекловывания высококонцентрированных ЖРО, которая также является одной из перспективных разработок, обеспечивающих значительное сжатие объёма и безопасное хранение высококонцентрированных ЖРО.

Conclusions

1. An automated unit for evaporation of concentrated LRW is developed that is intended to reduce the volume of liquid radioactive waste that is treated in the modular sorption-membrane system. The unit can concentrate LRW to 400 g/l.
2. The optimum evaporation routine is once a day to dose concentrated LRW into the concentrator tank and maintain it at the level of about 1/2 of the tank volume, allowing the maximum salt concentration of 400 g/l to be obtained by evaporation. An induction-heating unit is used that provides for achievement of the desired evaporation conditions within only 0.5 hours.
3. The average condensate production rate during evaporation of Na_2CO_3 salt concentrates using the induction heater is 2.0 l/h at 85 °C concentrate temperature. The salt deposit formed on the concentrator tank walls is easily removed during cementation/solidification process and does not affect the corrosion resistance of the concentrator tank that is used as a container.
4. The safety of the proposed evaporation technology is ensured by separation of the air heater and LRW. The purification efficiency for LRW with activity up to 10^5 Bq/kg is above $5 \cdot 10^3$, which is sufficient to produce both condensates meeting the applicable effluent standards and evaporated waste that is incorporated into Portland cement to form environmentally safe compounds.
5. Application of integrated technology for LRW treatment with an additional evaporation unit instead of distillation and ion exchange process has economic and technological advantages. Reverse osmosis concentration is ten times more cost-effective than distillation concentration and removes radionuclides as efficiently as the widely used distillation method. For example, 990 m^3 of 1000 m^3 LRW can be treated in a reverse osmosis unit and only 10 m^3 remain for final evaporation. An important technological consideration is that dissolved salts in LRW do not adhere to the evaporator surfaces at the final evaporation stage and are then easily removed from the concentrator tank walls during cementation of the produced concentrate.
6. The modular sorption-membrane system for concentrating LRW and the modular unit for cementing concentrated LRW have been certified and accepted for operation. It should be mentioned that the paper's authors in cooperation with other researchers at FSUE "Alexandrov NITI" have developed and validated a technology for vitrifying highly concentrated LRW. This technology is a promising innovation providing for a significant reduction in volumes of highly concentrated liquid radioactive wastes and their safe storage.

Литература

1. Сертификация комплексной технологии и оборудования для переработки жидких радиоактивных отходов ядерных энергетических установок / В.Н. Епимахов, М.С. Олейник, С.Н. Некрестьянов [и др.] // Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике: научно-техническое совещание 16–18 октября 2001 г. Сосновый Бор. – НИИХ СПбГУ, 2001 – С4. 29–31.

2. *Епимахов В.Н.* Отверждение цементированием радиоактивно-загрязненных природных вод / В.Н. Епимахов, М.С. Олейник, В.В. Мартынов // Атомная энергия. – 1990. – Т. 87, вып. 1. – С. 53–57.

3. Automated plant for removing radionuclides from liquid radioactive waste by reverse osmosis / V.N. Epimakhov, V.D. Smirnov, S.V. Prohorkin, V.S. Tkachenko, S.M. Oleinik // Booklet of Abstracts 17th Radiochemical Conference 11–16 May 2014, Marianske Lazne, Czech Republic/ – P. 339 (SEP-P29).

4. Мембранно-сорбционная технология переработки жидких радиоактивных отходов ядерных реакторов / В.Н. Епимахов, Л.Н. Москвин, С.В. Прохоркин, М.С. Олейник // Радиохимия. – 2016. – Т. 58, № 1. – С. 67–70.

5. Способ отверждения жидких радиоактивных отходов: патент РФ №2 669 202 / В.Н. Епимахов, М.С. Олейник, С.В. Прохоркин, В.С. Ткаченко, В.Д. Смирнов, В.А. Кондратьев. – Б.И. – 2018. – № 28.

6. Способ переработки мало- и среднеминерализованных низкоактивных жидких радиоактивных отходов: патент РФ № 2 696 016 / В.Н. Епимахов, С.В. Прохоркин, В.С.Ткаченко, В.Д. Смирнов, С.В. Блинов, Е.В. Гордеев, М.И. Козин, И.В. Мирошниченко, А.Е. Погибелев. – Б.И. – 2019. – № 22.

7. Studies on the incorporation of spent ion-exchange resins from nuclear power plant sin to bitum and cement / M. Bonnevie-Svendsen, K. Tallberg, P. Aittola, H. Tollback // Symposiumon the ion-site management of power reactor wastes, Zurich, 26-30 March, 1979, Paris. – 1979. – P. 155–174.

УДК 621.039.58:614.876 DOI:10.52069/2414-5726_2022_4_30_53

Опыт использования специального программного обеспечения для прогнозирования радиационной обстановки в районе расположения радиационно-опасных объектов

Е.Б. Панкина, М.П. Глухова

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

Аннотация

Приведены результаты использования двух модификаций специального программного обеспечения (СПО) для оценки и прогнозирования радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения предприятия при наличии текущих и аварийных выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух от радиационно-опасных объектов (РОО) ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (НИТИ). Обе модификации СПО базируются на расчетных алгоритмах СПО RECASS.

Первый вариант – СПО «RECASS» интегрирован в систему автоматизированного контроля радиационной обстановки (АСКРО) НИТИ и выполняет ежесуточные расчеты по оценке воздействия радиоактивных выбросов при работе РОО в режиме нормальной эксплуатации. Рассмотрены входные параметры из базы сценариев при автоматическом запуске расчетов. Для демонстрации работы СПО «RECASS» выбраны суточные сценарии выбросов РОО с диаметрально противоположными направлениями и скоростями ветра. Приведена динамика изменения во времени рассчитанных значений радиационных полей и полей значений эффективных доз облучения населения, сформированных выбросами РОО, значения активности которых поступают с измерительных каналов автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК) НИТИ.

СПО «RECASS» использует данные метеостанции АСКРО НИТИ на начало суточного прогноза. Рассчитаны максимальные эффективные дозы облучения населения в факеле выброса и в близлежащих населенных пунктах, включая г. Сосновый Бор. Подтверждена радиационная безопасность суточных выбросов РОО НИТИ. Корректность работы СПО «RECASS», интегрированного в АСКРО НИТИ, подтверждена хорошей сходимостью полученных результатов с результатами расчета эффективных доз облучения населения от непрерывных газо-аэрозольных выбросов РОО по разработанному в НИТИ методу.

Второй вариант – СПО «RECASS NT» позволяет заранее в автономном режиме готовить расчетные данные о возможных последствиях аварийных ситуаций на РОО НИТИ с различным составом и активностью радионуклидов в выбросе, а также несколькими источниками их образования. Получены сценарии потенциальной аварии на одном из РОО НИТИ с кратковременным выходом аварийных выбросов в окружающую среду при разных погодных условиях. Построены прогнозные поля последствий аварийных выбросов: радиоактивного загрязнения атмосферного воздуха, подстилающей поверхности и доз облучения населения в зависимости от времени на расстоянии до 150 км от источника выброса.

Обоснован расчетом и графически проиллюстрирован различный характер поведения радионуклидов в аэрозольной и газовой фракции выброса. Обоснована безопасность уровней индивидуальных эффективных доз облучения, формирующихся при проектной аварии выбросами на население пос. Копорье и г. Сосновый Бор Ленинградской области.

СПО «RECASS» и СПО «RECASS NT», дополняя друг друга, оперативно (в режиме «on-line») и с возможностью ввода в расчет заранее подготовленных сценариев аварийных ситуаций, позволяют прогнозировать радиационную обстановку на контролируемой

территории от непрерывных и кратковременных выбросов радиационно-опасных объектов НИТИ в нормальном и аварийном режимах их эксплуатации.

Ключевые слова: радиационно-опасный объект, автоматизированная система контроля радиационной обстановки, специальное программное обеспечение, радионуклиды, газо-аэрозольные выбросы, метеоданные, прогноз, радиационные поля, эффективные дозы облучения.

Using specially designed software to estimate radiation doses from nuclear sites

E.B. Pankina, M.P. Gluhova

FSUE "Alexandrov Research Institute of Technology", Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

Abstract

The paper describes the use of two application software (ASW) versions to assess and estimate the radiological effects of normal and accidental radioactive atmospheric releases from nuclear facilities at FSUE "Alexandrov NITI" (NITI) site. The necessary data were collected in the control area and surveillance zone. The both ASW versions are based on the computational algorithms in the RECASS software package.

The first version of RECASS ASW is integrated in the automated environment radiation monitoring system (AERMS) of NITI and performs daily calculations for estimating the impact of radioactive releases from the nuclear facilities under normal operation conditions. Calculations are started automatically using input parameters from the scenario base. To demonstrate the RECASS ASW capabilities, we have selected different daily scenarios of releases from the nuclear facilities. The scenarios have opposite wind directions and different wind velocities. The time variation in the calculated values of radiation fields and public effective dose fields due to radioactive releases from the nuclear facilities is shown. The RECASS performs calculations using released activity measurements from the automated radiation monitoring system (ARMS) of NITI.

The RECASS ASW uses meteorological data from AERMS measured at the start of a daily calculation. The maximum public effective doses in the atmospheric air and neighborhood including Sosnovy Bor are computed. The radiation safety of daily releases from the nuclear facilities at NITI site is demonstrated. The performance correctness of the RECASS ASW integrated in AERMS of NITI is confirmed by good agreement between the results obtained and the values of public effective doses due to normally occurring continuous gas and aerosol releases from the nuclear facilities that were calculated with a method developed at NITI.

The second version, RECASS NT, allows for off-line generation of prospective data on potential consequences of accident situations at NITI's nuclear facilities, considering different compositions and activity levels of released radionuclides and several sources of releases. We have used this version to build scenarios of a potential accident in one of the NITI's nuclear facilities with a short-term accidental release of radioactivity to the atmosphere at varied weather conditions. Forecast fields are prepared for prediction of the accidental release consequences, such as radiological contamination of the atmospheric air and underlying terrain and public exposure as a function of time at distances within 150 km from the release source.

The different behavior of radionuclides in the aerosol and gas fractions of the radioactive gas-aerosol release is explained by using calculations and graphically illustrated. The safety of individual effective dose levels for population in the village of Koporye and the town of Sosnovy Bor (Leningrad region) in a design basis accident scenario involving radioactive releases is demonstrated.

The RECASS and RECASS NT versions supplement each other and perform online or offline

(i.e. with input of pre-prepared scenarios of accident situations), allowing for prediction of radiological conditions in the controlled area during and after continuous or short-term releases from NITI's nuclear hazard facilities under normal operation and accident conditions.

Key words: nuclear hazard facility, automated environment radiation monitoring system, application software, radionuclides, gas and aerosol releases, meteorological data, prediction, radiation fields, effective doses.

Введение

В последние годы при организации радиоэкологического мониторинга в районах размещения объектов использования атомной энергии, наряду с техническим и методическим оснащением лабораторий, в которых выполняется радиационный контроль объектов природной среды, повсеместно внедряются системы автоматизированного контроля радиационной обстановки – объектовые АСКРО. В ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (далее – НИТИ) мониторинг радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения основан на гибридном комплексном подходе. Он заключается в сборе и анализе данных, поступающих не только от автоматизированных средств контроля постов АСКРО НИТИ и радиоэкологических лабораторий, но и за счет использовании результатов расчетных программ оценки и прогноза радиоактивного загрязнения окружающей среды и дозовых нагрузок на население от воздействия газо-аэрозольных выбросов предприятия.

На вооружении радиоэкологического направления исследований НИТИ находятся две модификации специализированного программного обеспечения (СПО), которое может быть применено как в качестве системы информационной поддержки для принятия решений в случае возникновения аварийных ситуаций, так и для оценки и прогноза радиационной обстановки при текущих выбросах ядерных энергетических установок (ЯЭУ) НИТИ. Обе модификации основаны на расчетных алгоритмах программы RECASS разработки НПО «Тайфун».

Первый вариант – СПО «RECASS» включает программные средства библиотеки программы RECASS, которые интегрированы в АСКРО НИТИ и обеспечивают непосредственный расчет значений заданных радиационных характеристик в режиме реального времени. Эта модификация разработана специалистами НПО «Тайфун» (библиотеки с открытыми кодами) и НИТИ (их интеграция в АСКРО).

Второй вариант – СПО «RECASS NT» используется в автономном режиме и позволяет проводить расчет и прогноз радиационной обстановки при отклонениях от нормальной эксплуатации ЯЭУ НИТИ.

Используемая в программе RECASS модель диффузионного переноса примеси в атмосфере описывает перемещение облака с загрязняющими веществами в виде суперпозиции клубов, которые последовательно появляются из источника и далее переносятся в пространстве в соответствии с метеорологическими условиями, одновременно изменяя свои характеристики (геометрические размеры, запас загрязняющих веществ в клубе и т.д.). На каждом временном шаге модель рассчитывает перенос, диффузию и осаждение индивидуальных клубов в соответствии с локальными метеорологическими условиями. Распределение значений радиоактивности веществ для индивидуального клуба имеет Гауссову форму во всех трех пространственных измерениях. Данная программная реализация модели сохраняет для каждого клуба все его положения в пространстве (траекторию) и его характеристики в каждой точке траектории [1]. Высота центра масс клуба определяется высотой выброса и тепловым подъемом клуба, который рассчитывается, исходя из характеристик источника и локальных атмосферных характеристик, и ограничивается высотой пограничного слоя атмосферы. Учитывается сухое и влажное осаждение примеси, а также радиоактивный распад вещества.

Программа RECASS применяется на ряде российских атомных станций. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах используется в рамках Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды [2].

Расчет доз проводится по методике [3]. При оценке эффективных доз облучения населения учитывается внешнее облучение от радиоактивного облака и от загрязненной поверхности земли, а также внутреннее облучение за счет ингаляции радионуклидов, находящихся в приземном слое атмосферного воздуха. Исходными данными для расчета доз являются пространственно-временные поля мгновенных приземных объемных активностей радиоактивных продуктов в воздухе и интегральных значений плотности радиоактивных выпадений.

Контроль метеорологических условий в автоматическом режиме обеспечивается метеостанцией МК-14-1, которая размещена на территории НИТИ и входит в состав АСКРО. Метеопараметры используются при расчете эффективных доз для населения г. Сосновый Бор и других населенных пунктов Ленинградской области от непрерывных и кратковременных газо-аэрозольных выбросов РОО НИТИ.

По данным метеостанции в 2022 году на контролируемой территории преобладали ветры южного (13.5 %) и юго-юго-восточного секторов (18.2 %) (рис. 1), направленные в сторону акватории Финского залива. Распределение направлений по 16 румбам в годовых розах ветра за последние четыре года носит практически однотипный характер.

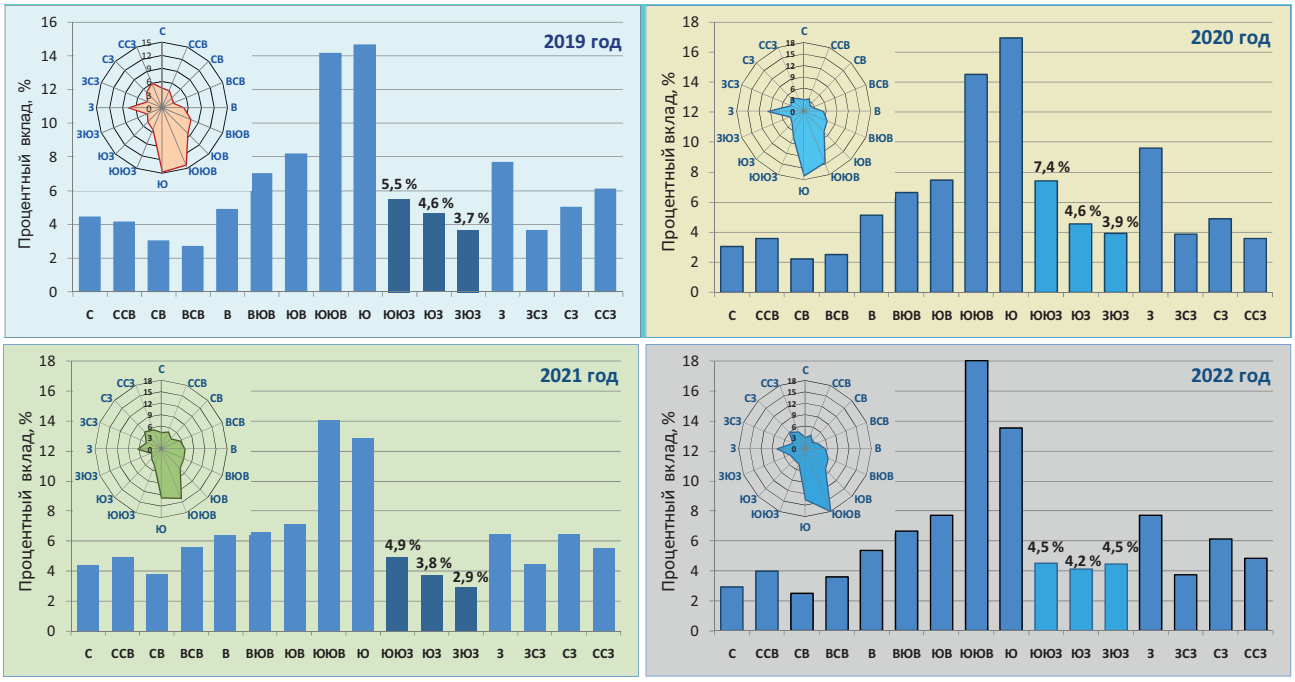


Рис. 1. Роза ветров на территории НИТИ и процентный вклад ее отдельных направлений за период с 2019 по 2022 годы

В сторону ближайшего от НИТИ населенного пункта – г. Сосновый Бор направлено в 2022 году 13.2 % от общей розы ветров. Эти три направления выделены на рис. 1 контрастным цветом. За четырехлетний период среднегодовой вклад ветров этого сектора не превышал 16 %.

Скоростной режим ветров на территории НИТИ в 2022 году по среднемесячным значениям находился в пределах 2.2 – 3.4 м/с (табл. 1). Среднегодовая скорость ветра составила 2.7 м/с. Пик скорости 9.7 м/с наблюдался 25 февраля 2022 года, общее количество штилей за год составило 7.8 % – около 29 суток.

Таблица 1

Скорость ветра в 2022 г. на высоте флюгера (10 м) по данным метеостанции АСКРО НИТИ

Месяц	Скорость ветра			Штиль	
	Количество измерений	Максимум, м/с	Среднее, м/с	Количество суток	Вклад, %
Январь	23264	7.5	3.1	1.2	3.8
Февраль	21858	9.7	3.4	1.2	4.4
Март	22345	9.3	2.5	2.3	7.3
Апрель	21431	8.4	2.9	3.0	9.8
Май	26559	7.1	2.6	2.7	8.6
Июнь	17589	8.0	2.2	4.0	13.3
Июль	21472	6.3	2.2	3.4	11.0
Август	21674	6.6	2.2	3.3	10.7
Сентябрь	18291	6.3	2.3	3.2	9.8
Октябрь	21830	8.4	3.0	2.1	6.9
Ноябрь	21980	8.5	2.8	1.7	5.1
Декабрь	19683	8.1	3.0	1.0	3.2

Для консервативной оценки эффективных доз на население от выбросов НИТИ с помощью СПО «RECASS» в дальнейшем принято, что при любом прогнозируемом выбросе РОО ветер дует 100 % в заданном направлении. С учетом реальной вытянутости розы ветров, например, в сторону города Сосновый Бор (0.12–0.16), фактические значения расчетных доз будут, как минимум, в пять раз ниже.

1. Непрерывный прогноз радиационной обстановки от текущих выбросов ЯЭУ

В режиме нормальной эксплуатации радиационно-опасных объектов НИТИ автоматизированный прогноз радиационного состояния атмосферы и подстилающей поверхности в границах контролируемой территории поддерживается моделью рассеивания выбросов в пограничном слое атмосферы в реальном времени СПО «RECASS», которая информационно совместима с АСКРО НИТИ.

Входными данными для расчетов служат метеоданные, поступающие в автоматическом режиме с метеостанции МК-14-1 АСКРО НИТИ, а также параметры источника (венттрубы) и газо-аэрозольных выбросов, включая объемную активность радионуклидов, объем и активность выброса, информация о которых передается по каналам измерения автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК) НИТИ. Интегрированный в АСКРО программный продукт позволяет проводить расчет и прогноз радиоактивного загрязнения воздушной среды и расчет доз облучения, сформированных радиоактивными выбросами на расстоянии до 50 км от источника. СПО «RECASS» предусмотрен ежесуточный расчет прогнозных параметров для любого установленного времени, например, с $12^{\underline{00}}$. В соответствии с заданными для расчета условиями выброс происходит непрерывно в течение 24 часов при неизменных метеоусловиях, полученных на начало прогноза.

На выходе программы рассчитываются следующие параметры:

- объемная активность радионуклида в атмосферном воздухе на высоте 1 м от поверхности земли;
- проинтегрированная по времени объемная активность радионуклида в атмосферном воздухе на высоте 1 м от поверхности земли;
- поверхностная активность радионуклида, осевшего на почву;
- поглощенная доза в воздухе;
- мощность поглощенной дозы в воздухе;
- эквивалентная доза в органе или ткани для заданной возрастной группы населения;
- мощность эквивалентной дозы в органе или ткани для заданной возрастной группы населения;
- эффективная доза облучения для заданной возрастной группы населения.

Значения расчетных параметров отображаются на видеокадре АСКРЭО НИТИ, в заданный момент времени в каждой точке охвата прогностической сетки или максимальное значение за заданный период времени. Максимальное значение за заданный период времени в данной точке пространства прогностической сетки достигается: для объемной активности – в момент прохождения облака, для поверхностной активности и мощности дозы – на момент окончания радиоактивных выпадений из облака, для доз облучения – в конце заданного периода. Минимальная величина шага расчетной сетки (сторона квадрата) составляет 125 м при прогнозе до 5 км от источника выброса, 250 м – до 10 км. На расстоянии 50 км шаг сетки расчета составляет 1000 м.

Результаты автоматических расчетов СПО «RECASS» показаны на примере регистрации АСРК текущих газо-аэрозольных выбросов ЯЭУ одного из зданий НИТИ. За 2022 год из всего массива прогнозных расчетов выбраны три суточных сценария текущих выбросов ЯЭУ НИТИ. Первые два сценария по данным метеостанции АСКРО на 12^{00} характеризовались максимальной (сценарий **1441**) и минимальной (сценарий **1446**) скоростями ветра. Третий сценарий **1431** выбран из-за направления ветра от ЯЭУ НИТИ в сторону города Сосновый Бор со скоростью 1.7 м/с. Детальные данные по сценариям представлены в табл. 2.

Таблица 2

Входные данные для СПО «RECASS» при расчёте прогноза радиационной обстановки по сценариям **1441**, **1446** и **1431**, поступающие в автоматическом режиме

Перечень входных параметров	**Значения входных параметров**		
ID сценария в базе данных СПО	1441	1446	1431
Название сценария	НИТИ – автоматический расчет выбросов ЯЭУ		
Дата начала выброса	11.11.2022	16.11.2022	01.11.2022
Время начала выброса	12:00:00	12:00:00	12:00:00
Дата записи в базу данных	11.11.2022	16.11.2022	01.11.2022
Время записи в базу данных	12:00:01	12:00:01	12:00:01
Количество источников	1	1	1
Источник выбросов			
Название источника	НИТИ – труба ЯЭУ		
Координаты источника выбросов	29.040 (долгота) 59.820 (широта)	29.040 (долгота) 59.820 (широта)	29.040 (долгота) 59.820 (широта)
Интервал работы	24 часа	24 часа	24 часа

Продолжение таблицы 2

Перечень входных параметров	**Значения входных параметров**		
Скорость подъема струи выброса, м/с	8.4	8.4	8.4
Диаметр трубы, м	1.7	1.7	1.7
Перегрев струи выброса, °С	50	50	50
Минимальная высота струи, м	150	150	150
Максимальная высота струи, м	179	179	179
Высота трубы, м	70	70	70
Метеопараметры			
Наименование метеостанции	МК-14-1	МК-14-1	МК-14-1
Координаты метеостанции	29.023 (долгота) 59.825 (широта)	29.023 (долгота) 59.825 (широта)	29.023 (долгота) 59.825 (широта)
Дата и время измерения	12:00:00	12:00:00	12:00:00
Высота измерения, м	10	10	10
Температура атмосферного воздуха, °С	+ 8	0	+ 8
Направление ветра, градус	170	8	211
Скорость ветра, м/с	5.894	1.312	1.698
Радионуклидный состав и активность выброса, Бк			
Церий-141 (^{141}Ce)	$2.48 \cdot 10^5$	$9.69 \cdot 10^4$	$2.98 \cdot 10^5$
Цезий-137 (^{137}Cs)	$8.44 \cdot 10^3$	$3.30 \cdot 10^3$	$1.02 \cdot 10^4$
Криптон-87 (^{87}Kr)	$7.84 \cdot 10^8$	$7.64 \cdot 10^8$	$7.74 \cdot 10^8$
Криптон-88 (^{88}Kr)	$3.92 \cdot 10^9$	$3.82 \cdot 10^9$	$3.87 \cdot 10^9$
Рутений-103 (^{103}Ru)	$2.28 \cdot 10^5$	$8.92 \cdot 10^4$	$2.75 \cdot 10^5$
Стронций-89 (^{89}Sr)	$1.78 \cdot 10^5$	$6.96 \cdot 10^4$	$2.14 \cdot 10^5$
Ксенон-133 (^{133}Xe)	$2.31 \cdot 10^{10}$	$2.25 \cdot 10^{10}$	$2.28 \cdot 10^{10}$
Ксенон-135 (^{135}Xe)	$1.14 \cdot 10^{10}$	$1.11 \cdot 10^{10}$	$1.12 \cdot 10^{10}$
Цирконий-95 (^{95}Zr)	$1.69 \cdot 10^5$	$6.61 \cdot 10^4$	$2.03 \cdot 10^5$

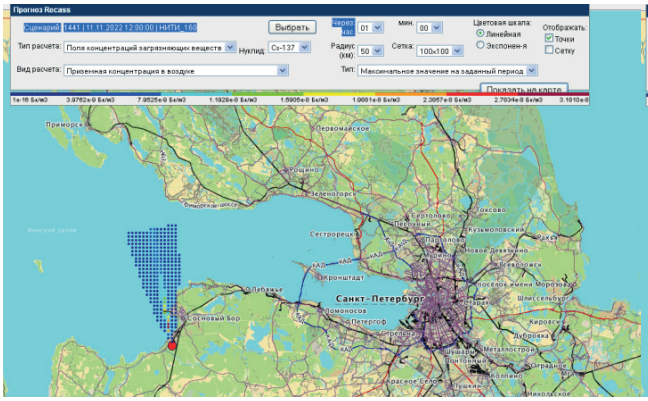
Рассмотрим два сценария выбросов от 11 и 16 ноября 2022 года. По сценарию **1441** от 11.11.2022 скорость ветра составляла 5.9 м/с, направление ветра с юга – в сторону открытой части Копорской губы Финского залива. По сценарию **1446** от 16.11.2022 скорость ветра составляла 1.3 м/с, направление ветра с севера – в сторону поселка Копорье Ленинградской области. В общей розе ветров за ноябрь 2022 года южный ветер составлял 10 %, а северный – 4 %.

Для иллюстрации работы СПО «RECASS» из радионуклидного состава выбросов ЯЭУ выбраны радионуклиды цезия ^{137}Cs и ксенона ^{133}Xe. Изотоп ^{137}Cs является основным дозообразующим радионуклидом, формирующим аэрозольную активность выброса. Изотоп ^{133}Xe выбран, как максимальный вкладчик в радиоактивность суточного выброса и из-за относительно большого периода полураспада (127 часов) по сравнению с другими инертными радиоактивными газами (ИРГ). Доля ^{137}Cs в аэрозольном выбросе составляла около 1 %, доля ^{133}Xe в газовом выбросе ИРГ – 59 %.

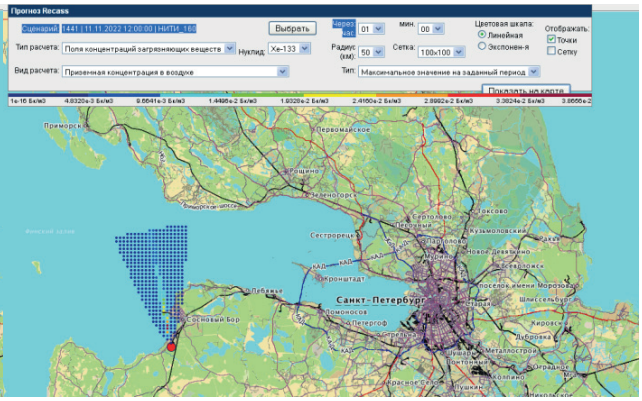
Следует отметить, что все примеры рассмотрены для выбросов радионуклидов из венттрубы ЯЭУ НИТИ, регистрируемых системой АСРК на уровне нижних пределов измерения.

По данным АСРК суммарный выброс аэрозольной активности на выходе из трубы ЯЭУ составил: 11.11.2022 – не более 832 кБк/сут, 16.11.2022 – не более 325 кБк/сут. Суточный выброс ИРГ в эти же даты составил 39.2 ГБк/сут и 38.2 ГБк/сут соответственно.

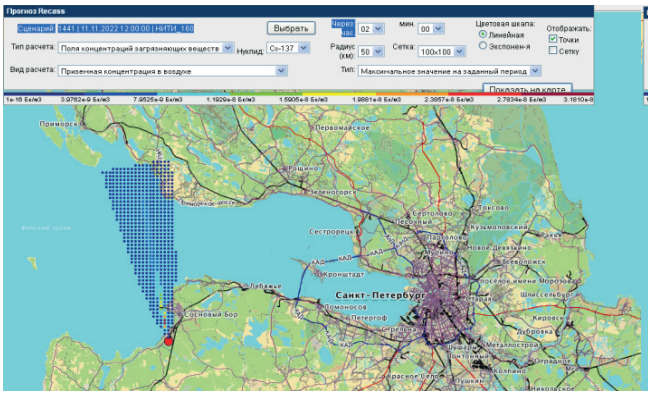
На рис. 2 и 3 проиллюстрированы форма и активность полей загрязнения воздушной среды радионуклидами ^{137}Cs и ^{133}Xe через один и два часа после выбросов ЯЭУ и соответствующие ореолы эффективных доз облучения населения, сформированных активностью всех радионуклидов, входящих в состав выброса за период прогноза.



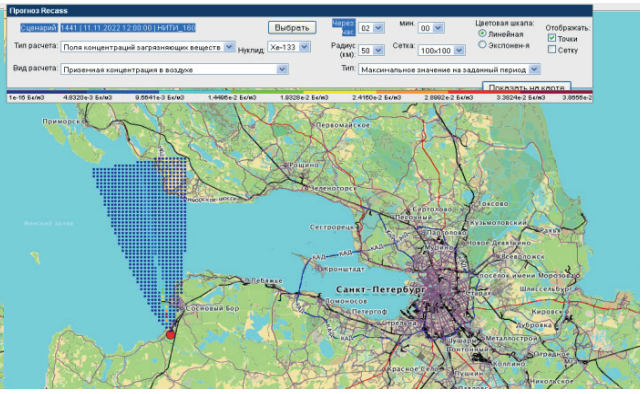
^{137}Cs через 1 час от начала выбросов



^{133}Xe через 1 час от начала выбросов



^{137}Cs через 2 часа от начала выбросов

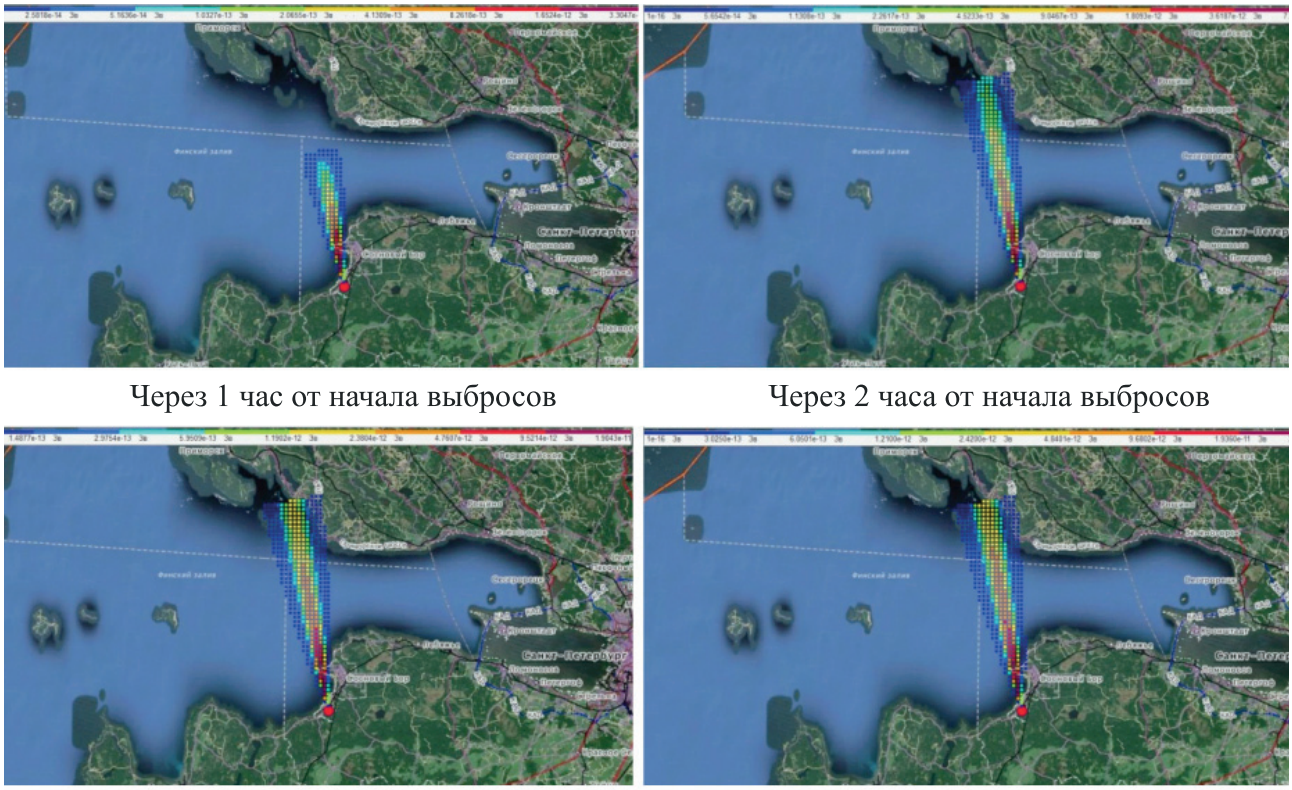


^{133}Xe через 2 час от начала выбросов

Рис. 2. Сценарий **1441**. Визуализация прогноза распространения радиоактивных полей объемной активности ^{137}Cs и ^{133}Xe от выбросов ЯЭУ (Бк/м^3) на видеокадре «АСКРЭО НИТИ» (режим – «карта»)

Результаты расчета для сценария **1441** показывают, что распространение радиоактивного облака при скорости ветра 5.9 м/с происходит через 1 час после выброса на расстояние 32.5 км и достигает прогнозного расстояния в 50 км за 2 часа. При этом максимальная объемная активность ^{137}Cs формируется на расстоянии 3.6 км от источника и составляет не более $3.18 \cdot 10^{-8}$ Бк/м^3 – безопасный уровень (ДОА$_{нас}$ по НРБ-99/2009 для ^{137}Cs – 27 Бк/м^3). Максимальная объемная активность ^{133}Xe формируется на расстоянии 5.2 км от ЯЭУ и составляет $3.87 \cdot 10^{-2}$ Бк/м^3. При таком направлении ветра факел выброса и его пиковая активность попадает на акваторию Копорской губы Финского залива, не затрагивая жилого массива города Сосновый Бор.

Пиковое значение эффективной дозы облучения в факеле выброса от всех радионуклидов на 24 час непрерывного выброса составляет не более $9.6 \cdot 10^{-11}$ Зв (табл. 3, рис. 3).



Через 1 час от начала выбросов

Через 2 часа от начала выбросов

Через 5 часов от начала выбросов

Через 10 часов от начала выбросов

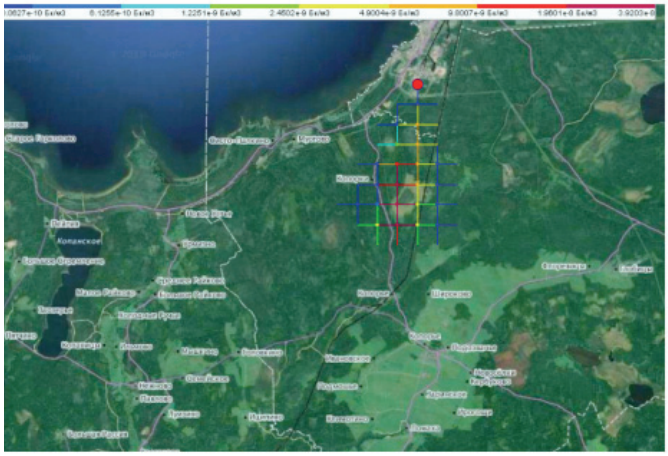
Рис. 3. Сценарий 1441. Динамика распространения полей эффективных доз облучения (Зв) в течение суток после выброса ЯЭУ на видеокадре «АСКРЭО НИТИ» (режим – «спутник»)

Таблица 3

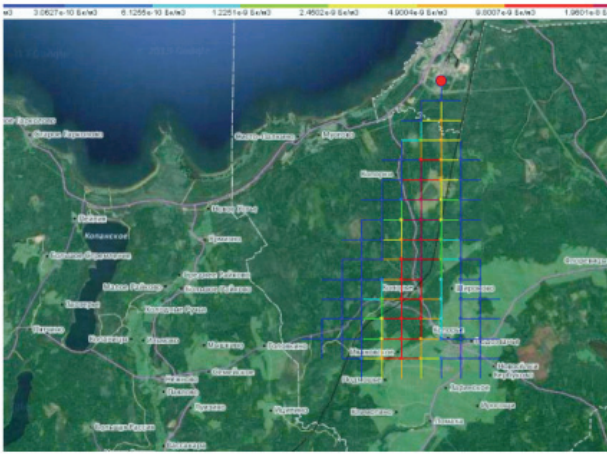
Сценарий **1441.** Распределение максимальных эффективных доз в факеле выброса от времени текущих выбросов ЯЭУ НИТИ

Время непрерывного суточного выброса, час	Максимальная эффективная доза, Зв
1.0	$3.30 \cdot 10^{-12}$
2.0	$7.24 \cdot 10^{-12}$
5.0	$1.90 \cdot 10^{-11}$
10.0	$3.87 \cdot 10^{-11}$
12.0	$4.66 \cdot 10^{-11}$
13.0	$5.08 \cdot 10^{-11}$
15.0	$5.91 \cdot 10^{-11}$
17.0	$6.76 \cdot 10^{-11}$
20.0	$7.98 \cdot 10^{-11}$
24.0	$9.55 \cdot 10^{-11}$

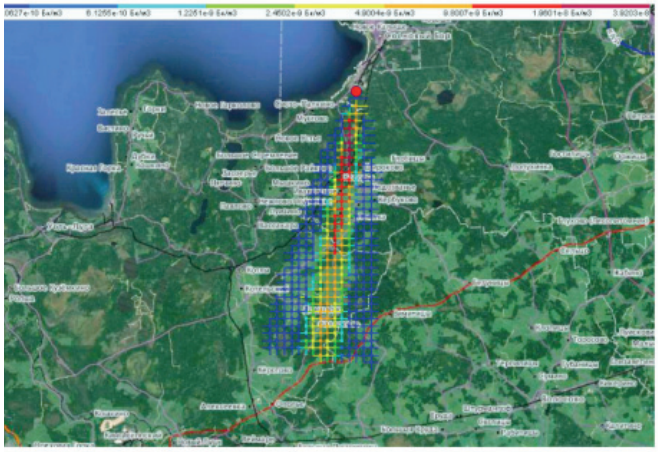
Рассмотрим результаты суточного прогноза по сценарию **1446** от 16.11.2022 (рис. 4).



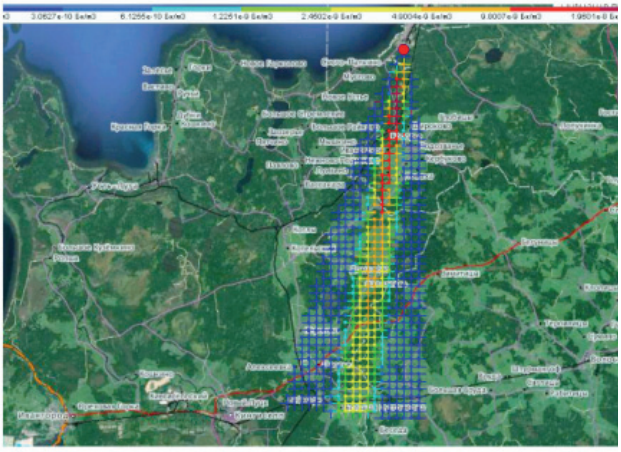
Через 1 час от начала выбросов



Через 2 часа от начала выбросов



Через 5 часов от начала выбросов



Через 7 часов от начала выбросов

Рис. 4. Сценарий **1446**. Визуализация прогнозных расчетов распространения полей объемной активности ^{137}Cs от текущих выбросов ЯЭУ НИТИ в сторону пос. Копорье

Результаты прогноза по сценарию **1446** показывают, что радиоактивное облако при скорости ветра 1.3 м/с через 1 час распространяется на более короткое расстояние – 7.9 км (это в 4.1 раза меньше, чем в предыдущем сценарии). Факел выброса еще не доходит до территории пос. Копорье. При этом на расстоянии 5.0 км формируется пик объемной активности ^{137}Cs, которая составляет $3.9 \cdot 10^{-8}$ Бк/м^3. Через 2 часа протяженность факела выброса при данной скорости ветра растягивается на 15.3 км, захватывает поселок и за 7 часов достигает максимального прогнозного расстояния в 50 км от источника выброса. Значение эффективной дозы облучения в факеле выброса от всех радионуклидов на конец суточного прогноза составляет не более $3.3 \cdot 10^{-10}$ Зв, в поселке Копорье – $3.4 \cdot 10^{-12}$ Зв (табл. 4).

Таблица 4

Сценарий **1446**. Распределение максимальных эффективных доз облучения в факеле выброса и в ближайшем населенном пункте от времени выброса ЯЭУ

Время непрерывного суточного выброса, час	Максимальное значение эффективной дозы, Зв	
	в факеле выброса	в пос. Копорье
1	$3.75 \cdot 10^{-12}$	–
2	$1.74 \cdot 10^{-11}$	$3.61 \cdot 10^{-14}$
3	$3.25 \cdot 10^{-11}$	$1.94 \cdot 10^{-13}$
5	$6.28 \cdot 10^{-11}$	$4.07 \cdot 10^{-13}$

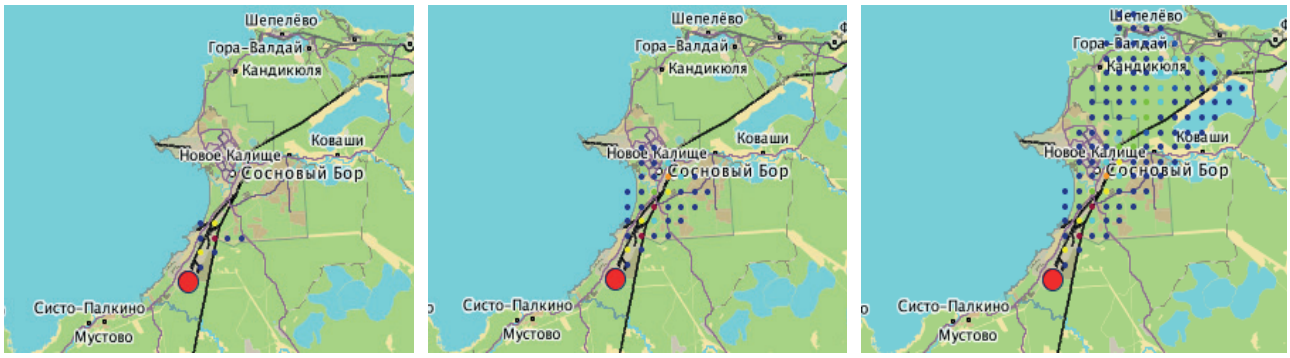
Продолжение таблицы 4

Время непрерывного суточного выброса, час	Максимальное значение эффективной дозы, Зв	
	в факеле выброса	в пос. Копорье
7	$9.30 \cdot 10^{-11}$	$7.65 \cdot 10^{-13}$
9	$1.23 \cdot 10^{-10}$	$1.07 \cdot 10^{-12}$
10	$1.38 \cdot 10^{-10}$	$1.51 \cdot 10^{-12}$
11	$1.53 \cdot 10^{-10}$	$1.64 \cdot 10^{-12}$
12	$1.68 \cdot 10^{-10}$	$1.76 \cdot 10^{-12}$
13	$1.82 \cdot 10^{-10}$	$1.93 \cdot 10^{-12}$
15	$2.09 \cdot 10^{-10}$	$2.18 \cdot 10^{-12}$
17	$2.37 \cdot 10^{-10}$	$2.46 \cdot 10^{-12}$
20	$2.76 \cdot 10^{-10}$	$2.83 \cdot 10^{-12}$
24	$3.31 \cdot 10^{-10}$	$3.39 \cdot 10^{-12}$

Рассчитанные уровни эффективных доз облучения на взрослого жителя пос. Копорье крайне низкие и безопасные. Пересчет значений суточных доз ($3.4 \cdot 10^{-12}$ Зв) на полный год без учета радиоактивного распада составит не более $1.24 \cdot 10^{-9}$ Зв, что почти на пять порядков ниже годовой дозовой квоты, выделенной НИТИ на газо-аэрозольные выбросы ($1.6 \cdot 10^{-4}$ Зв).

Рассмотрим прогноз распространения выбросов от ЯЭУ НИТИ в сторону города Сосновый Бор по третьему сценарию (**1431**). Заданное в программе время начала расчета – $12^{\underline{00}}$ каждые сутки. В конце 2022 года направление ветра ЮЮЗ, ЮЗ и ЗЮЗ на время начала прогноза было очень редким. Первого ноября 2022 года в $12^{\underline{00}}$ направление ветра от источника выбросов в сторону города составило 211 градусов – юго-юго-западное. Фактическая скорость ветра в этот день на прогнозное время начала выброса была 1.7 м/с. В сентябре – ноябре 2022 года вклад ветров ЮЮЗ направления составлял от 2 до 10 % в общей розе ветров.

Первого ноября 2022 года суммарная активность выброса ЯЭУ НИТИ составляла не более 38.6 ГБк/сут, суммарная аэрозольная активность в выбросе – не более $1.0 \cdot 10^{6}$ Бк/сут. Поступление ^{137}Cs с выбросом находилось на уровне 10 кБк/сут. На рис. 5 показано продвижение радиоактивного облака в сторону города Сосновый Бор через 0.5 часа, 1 час и 2 часа после начала выброса.



Через 0.5 часа | Через 1 час | Через 2 часа

Рис. 5. Сценарий **1431**. 01.11.2022. Распространение радионуклида ^{137}Cs с выбросами ЯЭУ НИТИ в сторону города Сосновый Бор

Расчетная максимальная объемная активность ^{137}Cs в воздухе – $8.8 \cdot 10^{-8}$ Бк/м^3 (по данным радиационного мониторинга аэрозолей атмосферного воздуха на территории НИТИ –

на уровне фоновых значений) наблюдается на расстоянии 3.5 – 3.7 км. Город Сосновый Бор находится на расстоянии 7 км от ЯЭУ НИТИ. Прогнозные расчеты показывают, что через 0.5 часа от начала выброса радиоактивное облако еще не достигнет города, через час облако захватит часть его территории, через два часа – полностью накрывает город. При этом максимальная объемная активность в городе Сосновый Бор составит $1.5 \cdot 10^{-8}$ Бк/м^3 ($5.6 \cdot 10^{-8}$ % от $ДОА_{нас}$ по НРБ-99/2009 для ^{137}Cs).

Результаты расчета предельных индивидуальных эффективных доз облучения на население в факеле выброса и в городе Сосновый Бор приведены в табл. 5.

Таблица 5

Сценарий **1431.** Распределение максимальных эффективных доз в факеле выброса от времени текущих выбросов ЯЭУ НИТИ

Время непрерывного суточного выброса, час	Максимальное значение эффективной дозы, Зв	
	в факеле выброса	в г. Сосновый Бор
1	$8.25 \cdot 10^{-12}$	$2.29 \cdot 10^{-13}$
2	$2.17 \cdot 10^{-11}$	$1.80 \cdot 10^{-12}$
3	$3.52 \cdot 10^{-11}$	$3.32 \cdot 10^{-12}$
5	$6.22 \cdot 10^{-11}$	$6.42 \cdot 10^{-12}$
7	$8.92 \cdot 10^{-11}$	$9.53 \cdot 10^{-12}$
9	$1.16 \cdot 10^{-10}$	$1.26 \cdot 10^{-11}$
10	$1.29 \cdot 10^{-10}$	$1.42 \cdot 10^{-11}$
11	$1.42 \cdot 10^{-10}$	$1.59 \cdot 10^{-11}$
12	$1.55 \cdot 10^{-10}$	$1.74 \cdot 10^{-11}$
13	$1.69 \cdot 10^{-10}$	$1.88 \cdot 10^{-11}$
15	$1.95 \cdot 10^{-10}$	$2.20 \cdot 10^{-11}$
17	$2.22 \cdot 10^{-10}$	$2.49 \cdot 10^{-11}$
20	$2.62 \cdot 10^{-10}$	$2.94 \cdot 10^{-11}$
24	$3.14 \cdot 10^{-10}$	$3.56 \cdot 10^{-11}$

Максимальные индивидуальные эффективные дозы облучения, сформированные от радионуклидных выбросов ЯЭУ в городе Сосновый Бор по сценарию **1431** от 01.11.2022 не превышают $3.6 \cdot 10^{-11}$ Зв в сутки, что условно соответствует годовой дозе ниже $1.3 \cdot 10^{-8}$ Зв – безопасный уровень. Годовая квота НИТИ на газо-аэрозольные выбросы составляет $1.6 \cdot 10^{-4}$ Зв.

После отладки разработчиками СПО «RECASS», интегрированное в АСКРО НИТИ, функционировало без сбоев в расчетах с 18 января 2021 года в течение каждых суток. К концу ноября 2022 года выполнен 661 расчет и прогноз радиационной обстановки от газо-аэрозольных выбросов ЯЭУ НИТИ. Время, необходимое для проведения расчета одного сценария, составляло не более 1 мин.

Результаты расчетов и суточных прогнозов радиационной обстановки от текущих выбросов ЯЭУ НИТИ, выполненные по разработанному в НИТИ методу [5], подтвердили корректность работы интегрированной модели СПО «RECASS».

В табл. 6 приведено сравнение результатов, полученных с использованием интегрированной модели СПО «RECASS» и по методу НИТИ – сравнивались значения объемной активности радионуклидов, плотности радиоактивных выпадений, а также максимальные значения индивидуальных эффективных доз облучения по оси факела выброса. Расчёты проводились для исходных данных сценария **1431** от 01.11.2022. Прогнозное время расчета – через 2 часа после непрерывного выброса от источника.

Таблица 6

Сравнение выходных данных при расчете прогноза по сценарию **1431** от 01.11.2022 года, выполненных двумя методами

Радио-нуклид	**Методы расчета**					
	СПО «RECASS»			Метод НИТИ [5]		
	Максимальные значения					
	Объемная активность, Бк/м^3	Плотность выпадения, Бк/м^2	Эффективная доза, Зв	Объемная активность, Бк/м^3	Плотность выпадения, Бк/м^2	Эффективная доза, Зв
^{87}Kr	$3.11\cdot10^{-3}$	–	$< 2.17\cdot10^{-11}$	$3.81\cdot10^{-3}$	–	$< 1.30\cdot10^{-11}$
^{88}Kr	$1.79\cdot10^{-2}$	–		$1.99\cdot10^{-2}$	–	
^{133}Xe	$1.18\cdot10^{-1}$	–		$1.23\cdot10^{-1}$	–	
^{135}Xe	$5.63\cdot10^{-2}$	–		$5.97\cdot10^{-2}$	–	
^{89}Sr	$1.86\cdot10^{-6}$	$8.14\cdot10^{-5}$		$1.13\cdot10^{-6}$	$8.42\cdot10^{-5}$	
^{95}Zr	$1.77\cdot10^{-6}$	$7.75\cdot10^{-5}$		$1.08\cdot10^{-6}$	$8.06\cdot10^{-5}$	
^{103}Ru	$2.39\cdot10^{-6}$	$1.06\cdot10^{-4}$		$1.45\cdot10^{-6}$	$1.20\cdot10^{-4}$	
^{137}Cs	$8.84\cdot10^{-8}$	$3.88\cdot10^{-6}$		$5.39\cdot10^{-8}$	$4.01\cdot10^{-6}$	
^{141}Ce	$2.65\cdot10^{-6}$	$1.16\cdot10^{-4}$		$1.61\cdot10^{-6}$	$1.20\cdot10^{-4}$	

Из табл. 6 следует, что значения сравниваемых показателей хорошо согласуются друг с другом, несмотря на различия в моделях расчета факторов разбавления примесей в атмосфере на различном расстоянии от источника выброса за счет диффузионных процессов переноса. В методе НИТИ для расчета фактора метеорологического разбавления G при непрерывном выбросе использовалась формула для Гауссовой модели рассеяния примеси в атмосфере [4]:

$$G = \frac{2\eta}{(2\pi)^{3/2}x}\sum_j \frac{\omega_j F(x)_j}{\sigma_{z,j}\bar{u}_j}\exp\left[-\frac{h^2}{2\sigma_{z,j}^2}\right], \quad (1)$$

где:

индексом j обозначены величины, характерные для j-й категории устойчивости атмосферы;

ω_j – повторяемость j-й категории за время выброса;

$\bar{u}_j$ – средняя в j-й погодной категории скорость ветра, м/с;

$F(x)_j$ – функция истощения облака;

x – расстояние от основания трубы до точки расчета, м;

$\sigma_{z,j}$ – вертикальная дисперсия распределения примеси в облаке выброса по оси z;

h – эффективная высота выброса трубы;

η – вытянутость розы ветров в заданном направлении, определяемая формулой:

$$\eta = n/n_0\,, \quad (2)$$

n – повторяемость направления ветра в заданном азимутальном секторе при реальной розе ветров, n_0 – то же при круглой розе ветров (при равновероятном направлении ветра).

Функция истощения радиоактивного облака $F(x)$ для j-й категории устойчивости атмосферы представляет собой произведение функций истощения трёх процессов:

$$F_i(x) = F_{pi}(x) \cdot F_{ci}(x) \cdot F_{мi}(x), \quad (3)$$

$F_{pi}(x)$, $F_{ci}(x)$, $F_{мi}(x)$ – соответственно функции истощения облака в результате радиоактивного распада для i-го радионуклида (p_i), сухого (гравитационного) оседания частиц с сорбированным радионуклидом (c_i) и в результате вымывания радионуклида осадками ($м_i$).

Эффективная высота выброса для высоких труб (устье трубы выше двойной высоты наиболее высокого из ближайших зданий) рассчитывалась по формуле:

$$h = h_g + \Delta h - h_м - c\,, \quad (4)$$

где:

h_g – геометрическая высота трубы от ее основания, м;

Δh – динамический (скоростной) и тепловой подъем струи над устьем, м;

c – поправка на скос струи при слабом ветре от влияния аэродинамической тени самой трубы, м;

$h_м$ – поправка на неровность местности (в нашем случае $h_м = 0$, т.к. эффект «проседания» струи на больших расстояниях незначим).

$$\Delta h = 1.44d\left(\frac{\omega_0}{u}\right)^{2/3}\left(\frac{x}{d}\right)^{1/3} + \frac{2}{u}\left(\left(\frac{\Delta T}{T_s}\right) g\omega_0 \frac{d^2}{4}\right)^{1/3} x^{2/3}, \quad (5)$$

где:

d – диаметр устья трубы, м;

u и ω_0 – скорость ветра на высоте выброса и скорость истечения выброса соответственно, м/с;

T_s – абсолютная температура выброса, К;

ΔT – разность температур выбрасываемого и атмосферного воздуха, К;

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

Учитывая высоту выбросной трубы – 72 м, скорость ветра – 1.7 м/с, высоту шероховатости Ц – 40 см, расчетное значение фактора метеорологического разбавления G для оценки значений максимальных доз по методу НИТИ при развитии сценария 1431 составило $4.9 \cdot 10^{-7}$ м^3/с.

В качестве основной причины расхождения результатов расчета сравниваемых методов следует отметить, что несмотря на достаточно близкие значения результатов расчета радиоактивности воздуха, почвы от радионуклидов выброса и сформированных ими доз облучения (табл. 6), расстояния от источника выброса, на которых наблюдаются эти максимальные уровни, различаются. На основании расчета методом НИТИ по сценарию 1431 пик значений достигается на расстоянии 1 км от источника, а по программе «RECASS» – на расстоянии 3.5 км.

Обсуждая указанное выше различие можно предположить, что СПО «RECASS», разработанное НПО «Тайфун», с алгоритмами мезо-масштабного диффузионного переноса загрязнения лучше реализуется для расчетов не текущих, а аварийных выбросов, которые могут распространяться на дальние расстояния. Его мощный метеопроцессор в автоматическом режиме может подключать и обновлять данные, поступающие от постов Росгидромета в результате работы модели численного прогноза погоды Гидрометцентра Российской Федерации для корректировки метеоусловий по пути следования радиоактивных выбросов свыше 50 км, в отличии от метода расчета, реализованного в НИТИ [5].

На основании изучения результатов сценариев суточных прогнозов подтверждено, что при непрерывных выбросах расстояние от источника выбросов до максимальных уровней активности радионуклидов и доз облучения в факеле остается практически неизменным на протяжении всего времени конкретного суточного выброса из-за неизменности метеоусловий.

С уменьшением скорости ветра равнозначный выброс за один и тот же период времени закономерно создает радиационное поле на более коротком расстоянии от источника.

В то же время из-за значения фактора метеорологического разбавления примесей при низких скоростях ветра максимальное пятно загрязнения формируется на более дальнем расстоянии от источника выброса, чем при высоких скоростях ветра. От текущих выбросов ЯЭУ, которые фактически близки к нижним пределам регистрации измерительной аппаратуры, формируются безопасные уровни индивидуальных эффективных доз облучения, не превышающие в жилмассиве города Сосновый Бор $3.6 \cdot 10^{-11}$ Зв/сут.

2. Прогноз радиационной обстановки от выбросов ЯЭУ в полуавтоматическом режиме с ручным изменением состава сценариев

Для прогноза радиационной обстановки в случае аварийных ситуаций в границах 20 километровой зоны наблюдения НИТИ и за ее пределами используется более ранняя версия программы RECASS – СПО «RECASS NT». Эта версия не интегрирована в АСКРО НИТИ, поэтому в автономных условиях позволяет подготовить более расширенные по возможностям расчеты последствий различных сценариев аварийных радиоактивных выбросов на ядерно- и радиационно-опасных объектах для принятия решений о целесообразности мер защиты населения.

Моделирование переноса радиоактивных веществ в случае аварии на РОО осуществляется с использованием трех программных модулей:

- программой генерации клубов с радиоактивными веществами, в соответствии с описанием сценария развития инцидента;
- программой переноса клубов и расчета их характеристик в соответствии с метеорологическими условиями (программа расчета эволюции клубов);
- программой определения выпадений и концентраций в воздухе радиоактивных веществ.

Подготовка метеоинформации вынесена в отдельный программный блок с целью уменьшения времени моделирования и унификации потоков данных.

СПО «RECASS NT» позволяет учитывать выбросы из нескольких источников и в ручном режиме менять исходные данные по изменяющимся метеопараметрам и характеристикам выброса по территории до 200 км от источника. Наряду с ореолами загрязнения территории от радиоактивного облака и радиоактивных выпадений, с помощью СПО «RECASS NT» проводится расчет эффективных доз облучения населения по всем путям облучения в каждой точке дозовых полей на конец вторых и десятых суток от начала потенциальной аварии. Это позволяет сравнить полученные значения с аварийными дозовыми критериями НРБ-99/2009 для возможности принятия решений по неотложным мерам защиты персонала и населения в начальном периоде радиационной аварии. Информационная система СПО «RECASS NT» включает подсистему выработки вариантов контрмер с целью снижения последствий радиоактивного выброса для населения, попавшего под факел аварийного выброса.

В настоящей статье рассмотрена визуализация результатов работы данного программного обеспечения при протекании проектной аварии на одном из РОО НИТИ с выходом аварийных выбросов через венттрубу здания в окружающую природную среду. Для формирования сценария из всего массива метеоинформации, поступающей по измерительным каналам АСКРО НИТИ в первом полугодии 2022 года, выбраны две даты 25.02.2022 и 14.04.2022, в которые наблюдалась максимальная скорость ветра (сценарий **1018**, северный ветер) и минимальная скорость ветра в направлении к городу Сосновый Бор (сценарий **1019**). Исходные данные по

сценариям, применяемым при расчете воздействия радиоактивных выбросов РОО НИТИ на окружающую среду и население приведены в табл. 7.

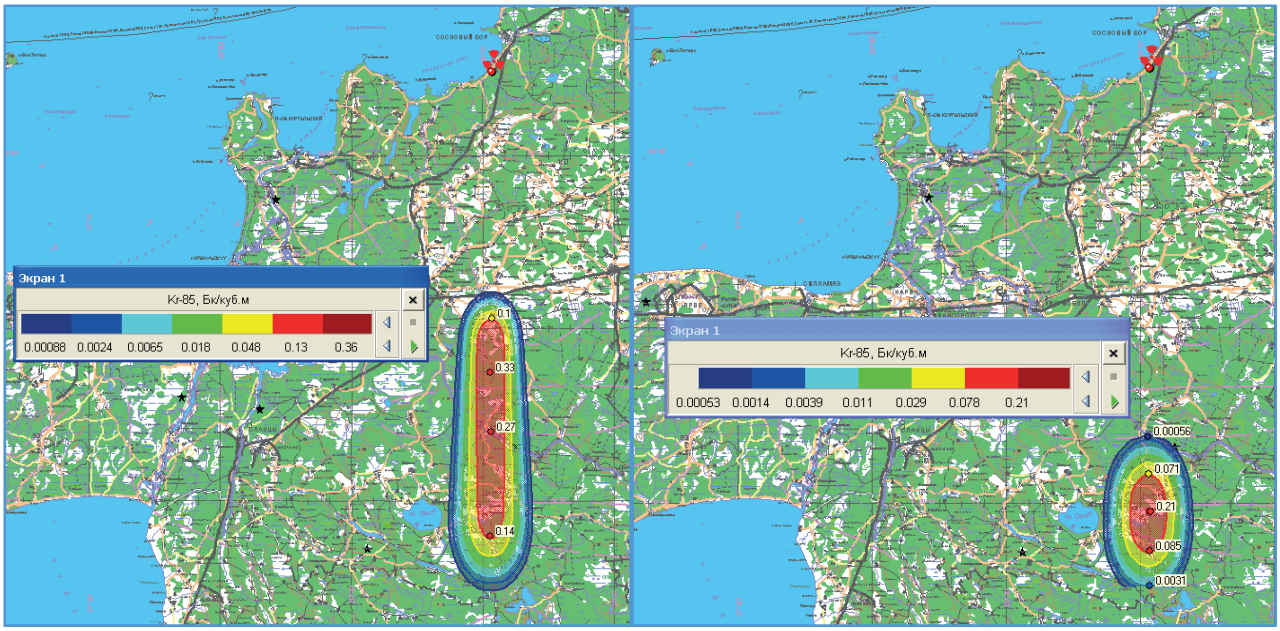
Таблица 7

Входные параметры для расчета прогноза проектной аварии на РОО НИТИ по сценариям **1018** и **1019**

Порядок ввода	**Наименование параметра**	**Единицы измерения**	**Значение параметра**	
			Сценарий **1018**	Сценарий **1019**
1	Период расчета (время прогноза)	час или сут	24 часа	24 часа
2	Интервал вывода (промежуточное время вывода расчета)	мин или час	0.5 часа	0.5 часа
3	Зона расчета	км	100	100
4	Метеоинформация (МК-14 АСКРО НИТИ):			
	Долгота	град	29.023	29.023
	Широта	град	59.825	59.825
	Высота флюгера над уровнем земли	м	10	10
	Дата измерений	дд.мм.гггг	25.02.2022	14.04.2022
	Время измерений (по Гринвичу)	чч:мм:сс	06.45.00	08.45.00
	Направление ветра (10 м)	град	360	220
	Скорость ветра (10 м)	м/с	9.7	1.0
	Осадки	мм/ч	0,1	0,1
	Температура воздуха (2 м)	град. С	+3.8	+7.0
5	Сценарий радиационной аварии:			
	Дата начала аварии	дд.мм.гггг	25.02.2022	14.04.2022
	Время начала аварии	чч.мм.сс	06.45.00	08.45.00
	Название источника	-	РОО НИТИ	РОО НИТИ
	Тип распространения загрязнения	-	выброс в атмосферу	выброс в атмосферу
	Диаметр устья выбросной трубы	м	1.7	1.7
	Эффективный диаметр труб	м	4.0	4.0
	Время, через которое начнется выброс при аварии	мин	0	0
	Время выброса	с, мин или час	100 минут	100 минут
	Высота выброса	м	72	72
	Скорость выброса из трубы	м/с	7.8	7.8
	Перегрев (разность температур выбрасыв. и атмосферн. воздуха)	град. С	46	43
6	Состав выброса: название и активность радионуклида			
	^{85}Kr	Бк	$1.64 \cdot 10^{11}$	$1.64 \cdot 10^{11}$
	^{137}Cs	Бк	$2.70 \cdot 10^{8}$	$2.70 \cdot 10^{8}$
	^{134}Cs	Бк	$3.80 \cdot 10^{7}$	$3.80 \cdot 10^{7}$

Рассмотрим результаты расчетов распространения кратковременного газо-аэрозольного выброса РОО по сценарию **1018** от 25 февраля 2022 года, когда метеоданные со станции АСКРО НИТИ показывали северный ветер и его значительную скорость – 9.7 м/с (рис. 6–9).

Через 0.5 часа от начала выброса



Через 2.5 часа от начала выброса

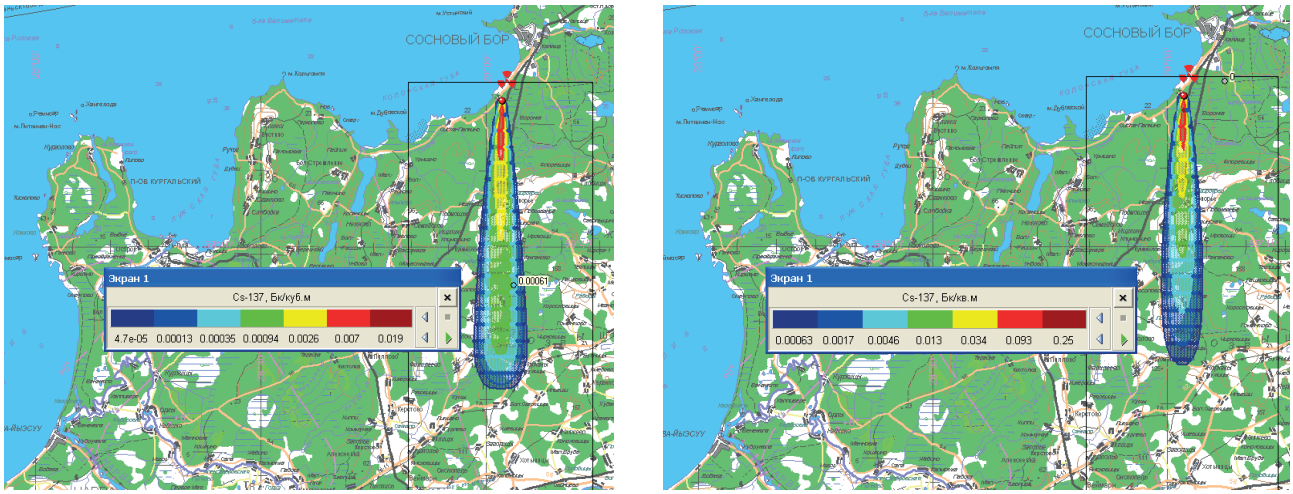
Через 3.0 часа от начала выброса

Рис. 6. Сценарий **1018**. Поля объемной активности выбросов ^{85}Kr при виртуальной аварии на РОО

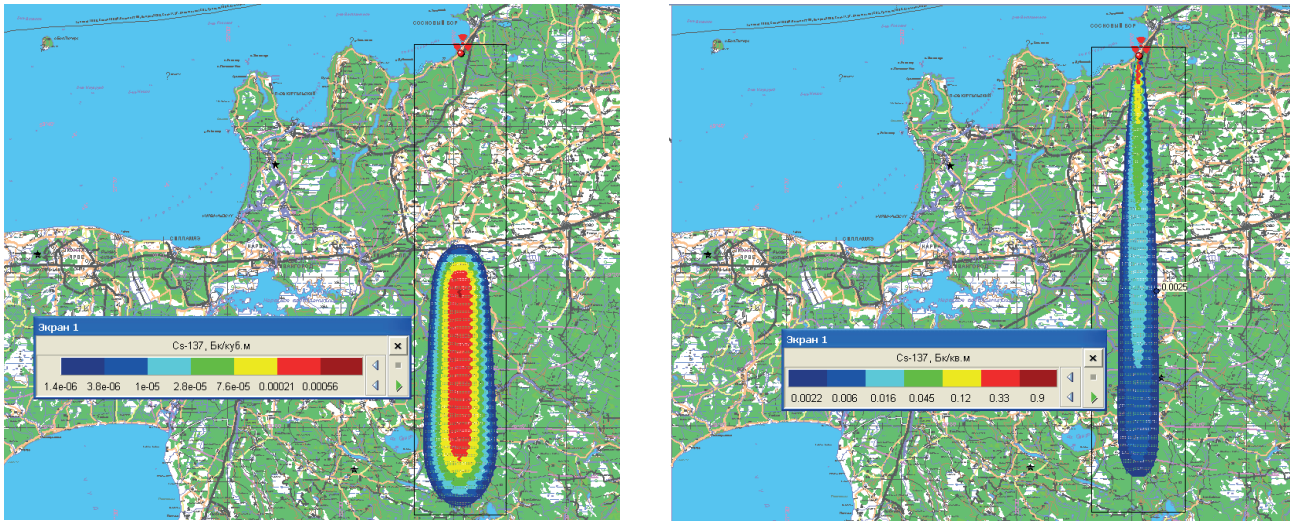
Справа в верхней части рис. 6 дана увеличенная вырезка поля максимальной объемной активности ^{85}Kr в факеле выброса. Через полчаса от начала выброса она составляет 11 Бк/м^3 на расстоянии от источника 1.9 км. С прекращением кратковременного выброса уже на расстоянии 45–47 км примерно через 2.5 часа происходит отрыв облака ^{85}Kr от источника выброса. Через 3 часа вытянутость формы ореола снижается. При этом максимум объемной активности радионуклида в центре пятна составляет 0.21 Бк/м^3, а начало ореола находится на расстоянии 77 км от РОО.

Примерно та же картина наблюдается при переносе радионуклида ^{137}Cs (рис. 7). Различие состоит только в темпе снижения его объемной активности в атмосферном воздухе, которая по сравнению с ^{85}Kr через 3 часа от начала 100 минутного выброса более чем в 60 раз ниже первоначального максимума. Это происходит в результате уменьшения активности ^{137}Cs за счет его сухого оседания и «мокрого» вымывания осадками на почву.

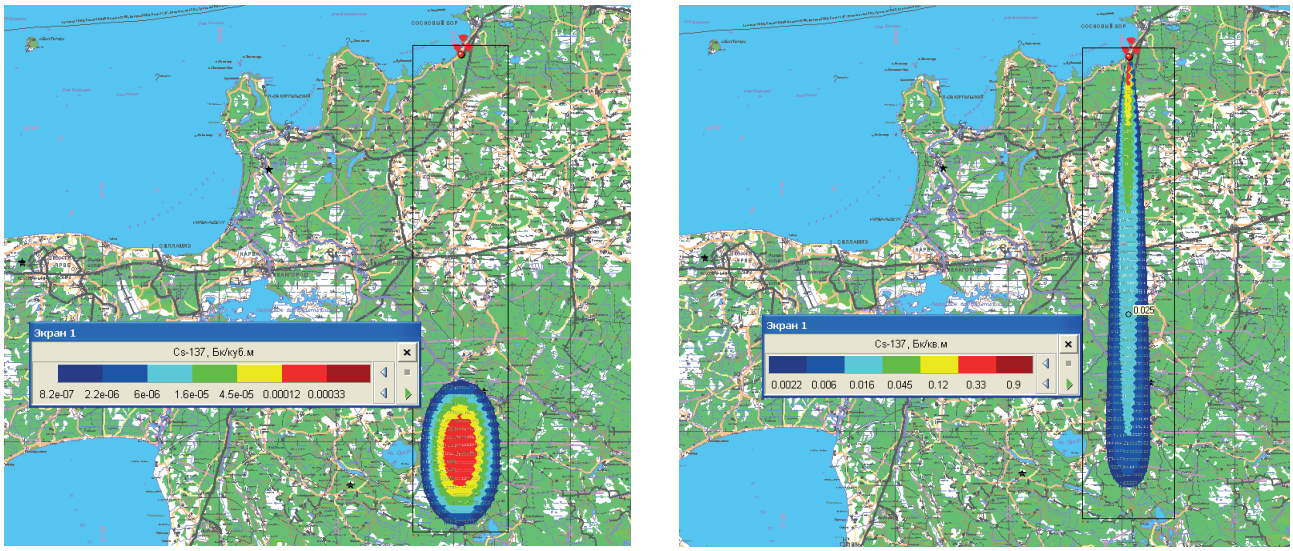
Объемная активность ^{137}Cs, Бк/м^3 **Плотность выпадений ^{137}Cs, Бк/м^2**



Через 0.5 часа от начала выброса



Через 2.5 часа от начала выброса

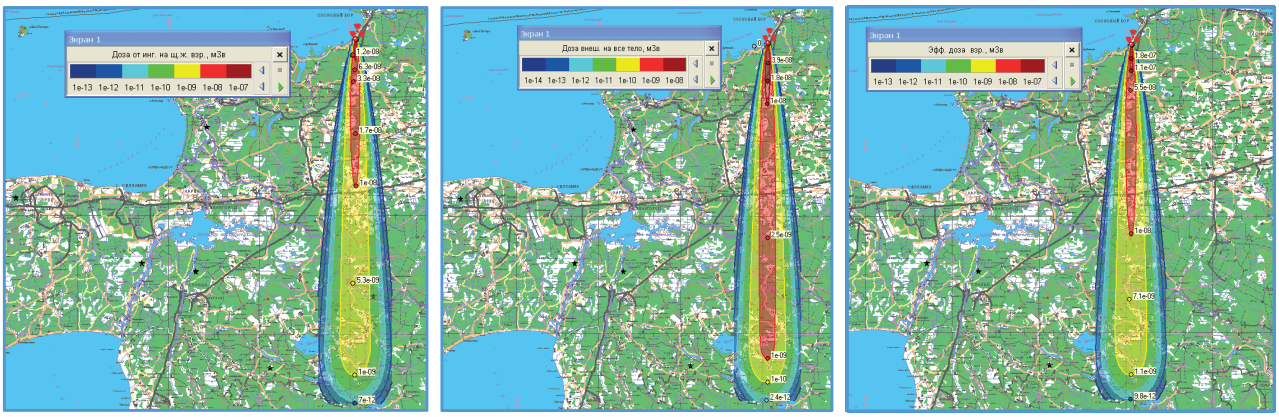


Через 3.0 часа от начала выброса

Рис. 7. Сценарий **1018**. Объемная активность и плотность выпадений ^{137}Cs при развитии виртуальной аварии РОО

С точки зрения радиационной безопасности максимальная объемная активность ^{137}Cs в шлейфе выброса через полчаса после начала проектной аварии составляет 0.019 Бк/м^3, что существенно ниже ДОА$_{нас}$ по НРБ-99/2009 (27 Бк/м^3). Максимальное значение плотности радиоактивных выпадений ^{137}Cs через 3 часа от начала выброса не превышает 1 Бк/м^2.

Аналогичные расчеты проведены и по ^{134}Cs. Его максимальная объемная активность в воздухе через 0.5 часа после аварии составляет 0.0027 Бк/м^3 – безопасная величина (ДОА$_{нас}$ по НРБ-99/2009 для ^{134}Cs – 19 Бк/м^3). Это подтверждено дополнительно расчетом индивидуальных эффективных доз облучения и их составляющих, обусловленных всеми радионуклидами, входящими в состав выброса (табл. 7, рис. 8).



Доза внутреннего облучения от ингаляции | Доза внешнего облучения (от облака и почвы) | Эффективная доза облучения на все тело

Рис.8. Сценарий **1018**. Структура дозовых полей, сформированных через двое суток от начала виртуальной аварии РОО на взрослого жителя населенных пунктов, подпадающих под факел выброса, мЗв

Проведенные расчеты показывают, что максимальная индивидуальная эффективная доза облучения от воздействия аварийных газо-аэрозольных выбросов РОО по сценарию **1018** через двое суток составит $3 \cdot 10^{-10}$ Зв и формируется на расстоянии 1.7 км от источника выброса. На конец десятых суток ее значение возрастает до $6 \cdot 10^{-10}$ Зв. В поселке Копорье Ленинградской области (12 км от НИТИ), над которым при рассматриваемой аварии проходит радиоактивное облако, максимальная индивидуальная дозовая нагрузка на население будет не более $6.8 \cdot 10^{-11}$ Зв.

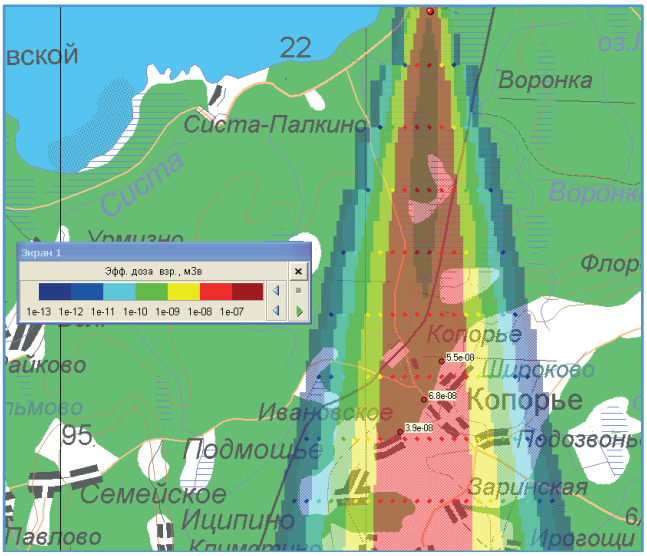


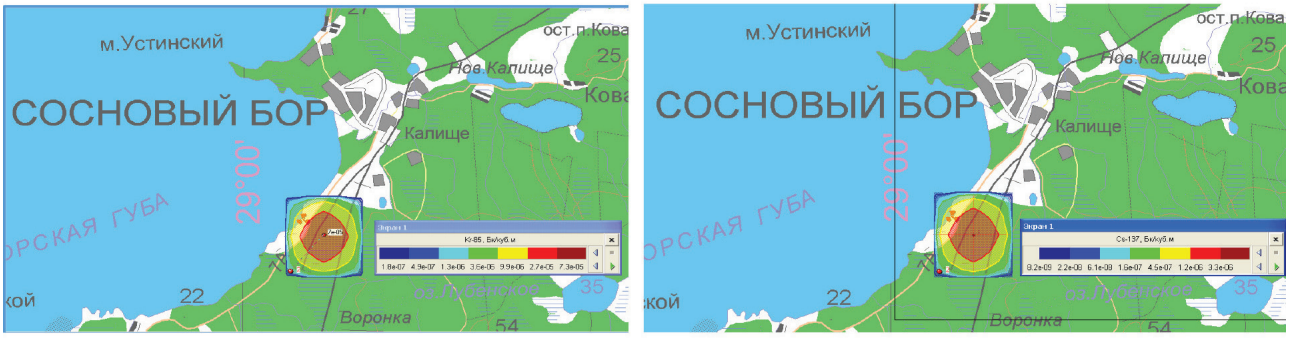
Рис. 9. Сценарий **1018**. Дозовое поле, сформированное за двое суток виртуальной аварии РОО на взрослого жителя поселка Копорье

Активность ^{85}Kr в выбросе почти на три порядка выше активности ^{137}Cs. Однако доза внешнего гамма-облучения от ^{85}Kr, которая входит в состав общей эффективной дозы, меньше, чем ингаляционная доза внутреннего облучения от ^{137}Cs из-за «обратной» зависимости дозовых коэффициентов. Так, дозовый коэффициент ^{85}Kr для фотонного облучения тела человека от радиоактивного облака в форме полубесконечного пространства составляет $1.51 \cdot 10^{-16}$ Зв·м^3/(с·Бк), а значение дозового коэффициента при поступлении ^{137}Cs в организм человека ингаляционным путем для расчета ожидаемой эффективной дозы облучения составляет – $4.6 \cdot 10^{-9}$ Зв/Бк (НРБ-99/2009).

В целом, результаты расчетов по сценарию **1018** показывают, что при формировании в воздушной среде проектных аварийных выбросов, поступающих в течении 100 минут с РОО НИТИ, радионуклиды, попавшие в атмосферный воздух, создают максимальную объемную активность: ^{85}Kr – не более 11 Бк/м^3, ^{137}Cs – не более 19 мБк/м^3 и ^{134}Cs – не более 3 мБк/м^3. Эти уровни радиоактивности безопасны вследствие формирования максимальной эффективной дозы на население не более $6.8 \cdot 10^{-11}$ Зв, что существенно ниже предела доз для населения ($1 \cdot 10^{-3}$ Зв/год) и критериев для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии от $5 \cdot 10^{-3}$ Гр (табл. 6.3 НРБ-99/2009), а тем более, прогнозируемых уровней облучения, при которых необходимо срочное вмешательство – 1.0 Гр на все тело за двое суток (табл. 6.1 НРБ-99/2009).

Рассмотрим результаты расчетов распространения выбросов СПО «RECASS NT» по второму сценарию **1019** от 14 апреля 2022 года, когда по данным метеостанции АСКРО НИТИ ветер был направлен в сторону города Сосновый Бор со скоростью, близкой к штилевой – 1.0 м/с (рис. 10). Расчет проведен при неизменности других исходных данных, включая состав и активность выброса, аналогично описанию сценария **1018**.

Объемная активность ^{85}Kr, Бк/м^3 **Объемная активность ^{137}Cs, Бк/м^3**



Через 0.5 часа от начала выброса

Через 2 часа от начала выброса

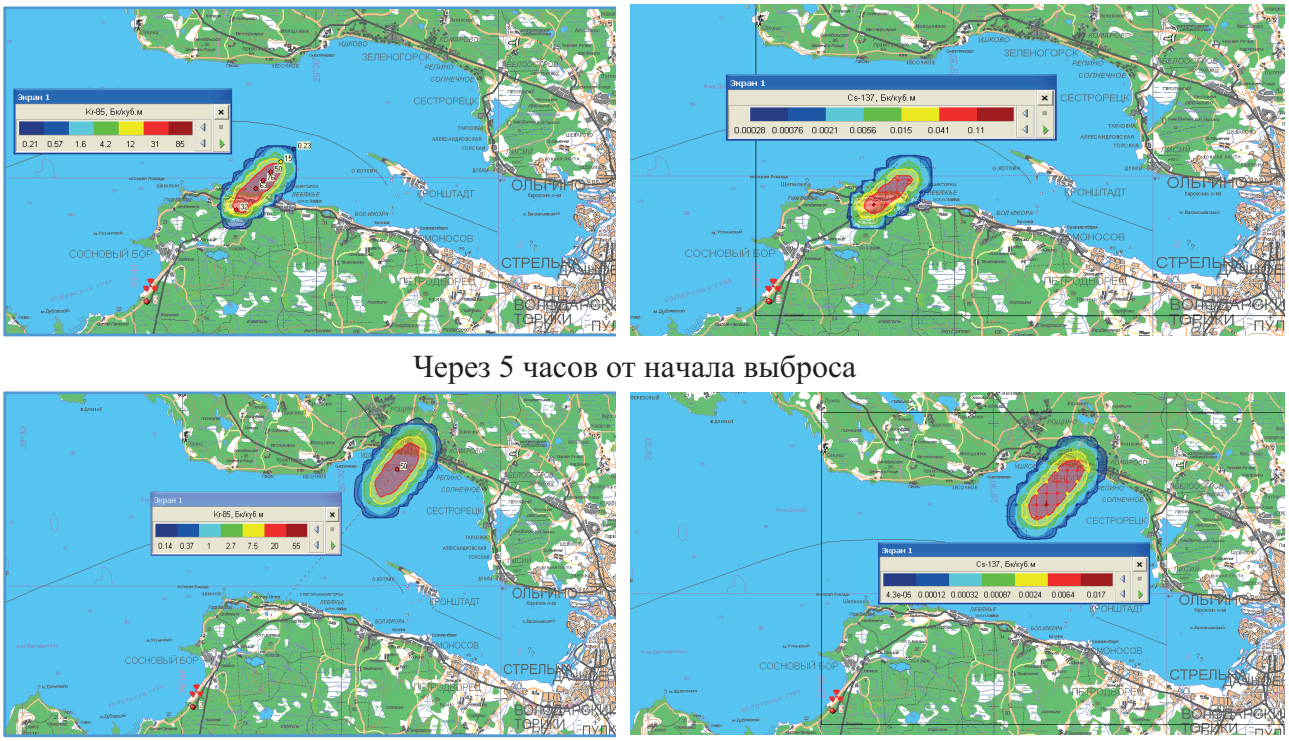


Рис. 10. Сценарий **1019**. Продвижение радиоактивного облака ^{85}Kr и ^{137}Cs и шкала значений их объемной активности при виртуальной аварии РОО

Решающее влияние на формирование полей радиационного загрязнения воздушной среды при развитии сценариев одной и той же аварии оказывает скорость ветра. При низкой скорости ветра по сценарию **1019** форма поля радионуклидов более компактна по сравнению с вытянутыми ореолами сценария **1018** (рис. 7). При скорости ветра 1 м/с пик активности ^{85}Kr в облаке через 0.5 часа, 2 часа, 5 часов и 10 часов от начала выброса сосредотачивается соответственно на расстояниях 2.2 км, 9.8 км, 26 км и 53 км от источника выброса. Распределение максимальных значений объемной активности ^{85}Kr на тех же расстояниях соответственно составляет 0.073 мБк/м^3, 65 Бк/м^3, 85 Бк/м^3, 55 Бк/м^3. Через 10 часов максимум примеси активности ^{137}Cs в атмосфере за счет выброса РОО наблюдается на расстоянии 48 км и составляет 0.017 Бк/м^3.

На основании прогнозных расчетов практически в пределах часа после прекращения газо-аэрозольного выброса РОО наблюдается максимально возможное значение объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе за весь период прогноза. Для ^{85}Kr оно достигается на расстоянии 14 – 15 км от источника выброса и составляет 88 Бк/м^3 (рис. 11). Для ^{137}Cs – на расстоянии 10 км и находится на уровне 0.18 Бк/м^3.

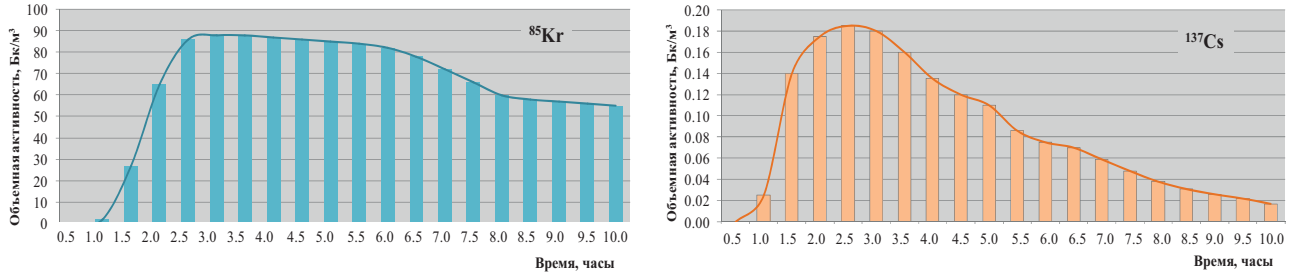
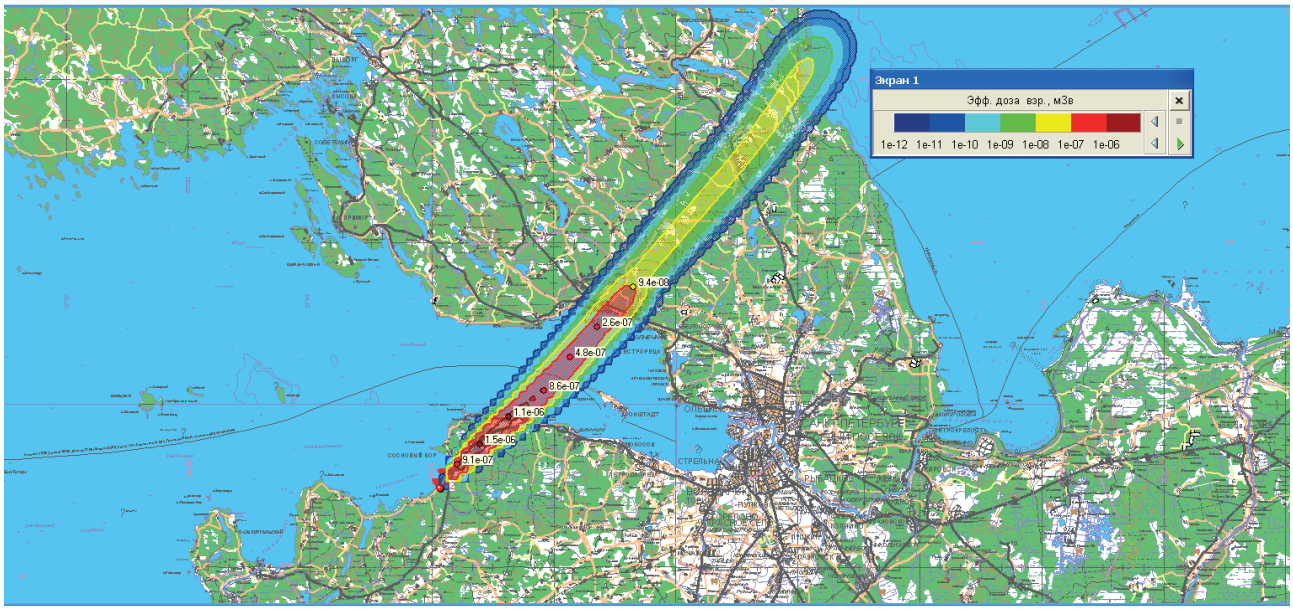


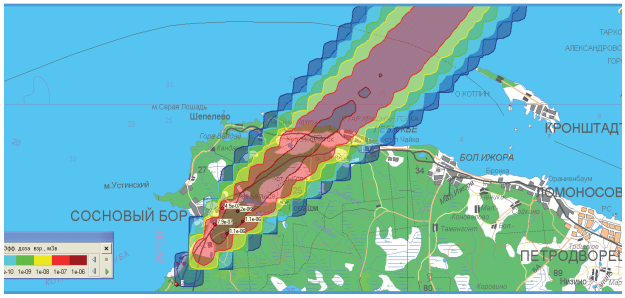
Рис. 11. Сценарий **1019**. Распределение во времени пиковых значений объемной активности ^{85}Kr и ^{137}Cs в ореолах при виртуальной аварии РОО

Сравнивая поведение ^{85}Kr и ^{137}Cs в струе выброса на расстоянии до 50 км по виду кривых на рис. 11 отчетливо просматривается влияние фактора истощения ^{137}Cs в облаке за счет его частичного перехода на поверхность почвы. Для инертного газа ^{85}Kr эти процессы не характерны. После достижения пиков активности радионуклидов спад активности ^{137}Cs происходит с большей скоростью за счет сухого оседания с аэрозолями и его вымывания атмосферными выпадениями. Расчетная плотность радиоактивных выпадений ^{137}Cs от проектного выброса РОО не превышает 9.0 Бк/м^2.

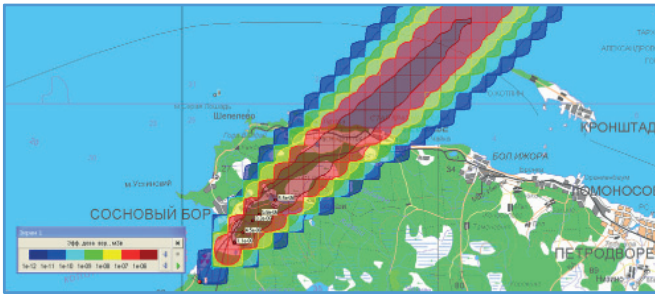
На основании прогнозных значений объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе в заданных расчетных точках и плотности потока радионуклидов на поверхности земли (интенсивности загрязнения), сформированных выбросом, параметрами источника и метеопараметрами, СПО «RECASS NT» рассчитывает общую эффективную дозу облучения на население и ее составляющие на конец 2-х и 10-х суток от начала выброса (рис. 12).



За первые 2 суток от начала выброса (общий вид)



За первые 2 суток от начала выброса



За первые 10 суток от начала выброса

Рис. 12. Сценарий **1019**. Поле эффективных доз облучения, сформированное через вторые и десятые сутки от виртуальной аварии РОО НИТИ на взрослого жителя населенных пунктов, расположенных по пути следования факела выброса

В верхней части рис. 12 представлен общий вид поля распределения эффективных доз потенциального облучения населения на конец вторых суток от начала аварийных выбросов РОО. Его протяженность составляет 140 км. В этом направлении ветров факел выброса затрагивает населенные пункты г. Сосновый Бор, пос. Краснофлотск, г. Зеленогорск и частично ряд курортных поселков Ленинградской области, расположенных на побережье северо-восточной

части Финского залива. Наиболее крупным населенным пунктом и ближайшим по отношению к источнику и шлейфу выбросов является г. Сосновый Бор с населением около 67 тыс. жителей. В нижней части рис. 12 в увеличенном формате дана структура дозового поля, которое может быть сформировано в г. Сосновый Бор при протекании потенциальной аварии по сценарию **1019**.

Однако, несмотря на длинный шлейф спектра эффективных доз, их значение безопасно. По расчетам максимальная доза облучения на человека формируется на расстоянии 8–9 км от РОО и после 2 суток в черте города Сосновый Бор составит не более $2 \cdot 10^{-9}$ Зв, а за 10 суток – не более $6 \cdot 10^{-9}$ Зв. Увеличение доз после 10 суток облучения связано с воздействием «аварийного» ^{137}Cs, попавшего на поверхность земли.

Сравнение двух сценариев одной проектной аварии на РОО показывает, что через равные промежутки времени при разных скоростях ветра плотность радиоактивных выпадений (^{137}Cs) имеет большие значения там, где скорость ветра ниже. Аналогично, при более низких скоростях и прочих равных условиях исходных данных по выбросам индивидуальные дозовые нагрузки на население на одном и том же расстоянии от источника выбросов выше при низких скоростях ветра и практически не зависят от направления, а только от его вклада в общую розу ветра. Уровни максимальных эффективных доз облучения, сформированные от потенциальной аварии при худших для прогноза погодных условиях – низкой скорости ветра (сценарий **1019**), составляют в ближайшем населенном пункте (г. Сосновый Бор) от РОО не более $6 \cdot 10^{-9}$ Зв. Даже без учета поправки на распад радионуклидов в выбросе эффективная доза облучения не должна превысить $2.2 \cdot 10^{-6}$ Зв/год, что на три порядка ниже значения предела доз для населения ($1 \cdot 10^{-3}$ Зв/год) и критериев для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии от $5 \cdot 10^{-3}$ Гр (табл. 6.3 НРБ-99/2009), а тем более прогнозируемых уровней облучения, при которых необходимо срочное вмешательство – 1.0 Гр на все тело за двое суток (табл. 6.1 НРБ-99/2009).

Заключение

1. Представлены результаты прогноза радиационного загрязнения атмосферного воздуха, атмосферных выпадений и значений эффективных доз облучения от текущих и аварийных (проектных) выбросов РОО НИТИ. Расчеты проведены на основе алгоритмов двух модификаций программы RECASS.
2. При оценке воздействия текущих суточных выбросов РОО применена интеграционная модель – СПО «RECASS», сочетающая библиотеки с открытыми кодами RECASS и программное обеспечение верхнего уровня объектовой АСКРО НИТИ, использующей данные с измерительных каналов метеостанции. Значения по объемам и активности выбросов поступают из АСРК НИТИ. Основным результатом использования интегрированной модели – СПО «RECASS» является ежесуточный почасовой прогноз радиационной обстановки на расстоянии до 50 км от источника выбросов. На примере работы СПО «RECASS» показана временная динамика рассеяния активности радионуклидов в облаке и радионуклидов, осевших на почву, а также изменение ореолов сформированных доз на население от факела выброса. Приведены результаты расчета разных сценариев суточных выбросов 2022 года отличающихся активностью выброса и метеоусловиями, обоснована радиоэкологическая безопасность суточных выбросов РОО. Выходные данные СПО «RECASS» хорошо согласуются с результатами расчетов по прикладному методу НИТИ, применяемому для оценки эффективных доз облучения населения от непрерывных выбросов стендовых ЯЭУ.

3. С помощью второй модификации – СПО «RECASS NT» могут проводиться долгосрочные прогнозные расчеты оценки радиационной обстановки на расстояние более 50 км от источника радиоактивных выбросов. Она работает в автономном режиме и применяется для оценки последствий аварийных выбросов. Приведены результаты расчетов сценария проектной аварии на РОО НИТИ, включающие поля индивидуальных эффективных доз облучения при прохождении радиоактивного облака на расстояние до 140 км. Для сравнения с критериями НРБ-99/2009 по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии, расчет эффективных доз облучения СПО «RECASS-NT» проводится на конец вторых и десятых суток от начала аварии. Расчетом подтверждены безопасные уровни дозовых нагрузок на население в близлежащем от источника проектного выброса РОО – городе Сосновый Бор.
4. Опыт использования СПО «RECASS» и СПО «RECASS NT» свидетельствует, что обе модификации программы, дополняя друг друга, оперативно (в режиме on-line) и с более расширенными возможностями (ввод сценариев выбросов с любым радионуклидным составом и несколькими источниками) позволяют прогнозировать радиационную обстановку в районе расположения НИТИ, как при нормальной эксплуатации радиационно-опасных объектов, так и при наличии аварийных выбросов.
5. Автономный режим расчета с помощью СПО «RECASS NT» позволяет разработать библиотеку возможных сценариев аварий с учетом множественности источников выбросов, их различного радионуклидного состава и региональных метеопараметров, выполнить их прогноз, чтобы иметь на вооружении типовые прогнозные справочные оценки для быстрого реагирования в случае аварийных ситуаций.

Conclusions

1. Radiation contamination of the atmosphere, atmospheric fallout and effective doses due to normally occurring and accidental (design basis) releases from the nuclear hazard facilities at NITI site is predicted using computational algorithms in two RECASS software package versions.
2. The effects of normally occurring daily releases are assessed using the RECASS integration model combining libraries with RECASS open codes and the upper level software of NITI's AERMS that uses measurements made at the meteorological station. The values of release volumes and activity are obtained from NITI's ARMS. The main result of the RECASS integration model is a day-to-day, hour-by-hour prediction of radiation effects within 50 km from the release source. An example of RECASS capability is the calculated time variation in the dispersion of radionuclides in a cloud and those deposited on soil. A change in the halos of public doses from the release plume is also shown. Results of calculated daily releases for year 2022 are presented, where the release scenarios differ in the activity and weather conditions. The environmental safety of daily radiation releases from the nuclear facilities is demonstrated. The RECASS output agrees well with results of calculations performed using NITI-developed method for assessing public effective doses due to continuous releases from the nuclear facilities.
3. The second ASW version, RECASS NT, can be used to obtain long-term predictions of radiation levels at longer than 50 km distances from the radioactive release source. This version works offline to estimate the consequences of accidental releases. Results of calculations of a design basis accident scenario in a nuclear facility at NITI are presented.

The calculation results show individual effective dose fields during and after radioactive cloud travel within a distance of 140 km. To compare against NRB-99/2009 requirements on limiting public exposure under radiological accident conditions, RECASS-NT has calculated effective doses for the end of the second and tenth day after the postulated accident. The calculation has confirmed the safety of dose levels for population in the town of Sosnovy Bor that is the nearest community to the source of the design basis release from the nuclear facility.

4. The experience of using RECASS and RECASS NT shows that the both versions supplement each other providing for performance online and with extended capabilities (input of release scenarios with any radionuclide composition and several sources) and can predict radiological situations in the NITI site and neighborhood under normal operating conditions of the nuclear facilities and in the event of accidental releases.
5. The RECASS NT offline calculation mode allows for developing a scenario library with a variety of release sources, radionuclide compositions, and regional meteorological parameters and making scenario predictions to have reference estimates for providing a rapid response to accident situations.

Литература

1. Система информационной поддержки принятия решений в случае аварийных ситуаций на радиационно-опасных объектах RECASS NT. Модель мезо-масштабного переноса загрязняющих веществ в атмосфере: руководство пользователя. – Обнинск: НПО «ТАЙФУН», 2009. – 10 с.
2. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. РД 52.18.717-2009. – Обнинск, 2009. – 113 с.
3. Методы расчета распространения радиоактивных веществ в окружающей среде и доз облучения населения. – М.: МХО ИНТЕРАТОМЭНЕРГО, 1992. – 334 с.
4. *Гусев Н.Г.* Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник / Н.Г. Гусев, В.А. Беляев. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 256 с.
5. Метод расчета эффективных доз облучения, обусловленных газо-аэрозольными выбросами стендов НИТИ. Инв. № 7611/И / ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова». – Сосновый Бор, 2003. – 13 с.

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»**.

Выпускающий редактор: Крюков Ю.В.

Дизайн и вёрстка: Куликова Е.В.

Подписано в печать 27.03.2023. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая.
Формат 60×90/8. Усл.-печ. л.11,75. Заказ 45062. 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