ISSN 2414–1534

# ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК



## № 4 (34) 2023



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 (34) 2023

Сосновый Бор

## ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯЭУ

Периодический рецензируемый научно-технический сборник

#### № 4 (34) 2023

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, Институт химии силикатов им. И.В. Гребенщикова 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, профессор, 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.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 ЯЭУ» 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», 2023

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

## NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

COLLECTION OF PAPERS

Nº 4 (34) 2023

Sosnovy Bor

## NUCLEAR PROPULSION REACTOR PLANTS. LIFE CYCLE MANAGEMENT TECHNOLOGIES

#### **Collection of papers. Periodical edition**

#### № 4 (34) 2023

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), Grebenshchikov Silicate Chemistry 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), Professor, 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.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 ΠИ No. ΦC77-58865, 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".

## Содержание

## Выпуск № 4 (34) 2023

Предисловие главного редактора7
Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ
А.М. Савченко, Ю.В. Коновалов, Г.В. Кулаков, Е.А. Дергунова
Концепция твэлов с композитным топливом в топливных циклах для легководных
реакторов 10
В.Н. Епимахов, А.И. Горшков, Р.В. Фоменков, М.Н. Баев, О.Н.Саранча, Р.В. Червяков, Ю.В. Цапко, М.П. Глухова, Д.С. Подшибякин
Оценка содержания радионуклидов криптона, трития, углерода и йода в измерительном контуре стенда внереакторной дефектации ОТВС
транспортных ЯЭУ 21
Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования
Н.И. Бушуев, В.М. Флоренский, А.Д. Новаков
Методы дезактивации больших объёмов радиоактивных бетонов 30
Разработка технологий управления ресурсом объектов атомной энергетики
Е.Г. Дорохова, П.Б. Стрелков, Д.В. Силаев, О.Л. Яковлева
Системный подход к учету старения атомных электростанций 39
Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики
А.А. Сулацкий, В.И. Альмяшев, Е.В. Шевченко, С.А. Витоль, Е.В. Крушинов, С.Ю. Котова, Е.К. Каляго, В.Р. Булыгин, Е.Б. Шуваева, А.В. Тимчук, Е.М. Беляева
Взаимодействие расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя с поступающей в его объём водой. Часть 3. Математическая модель 50
Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду
Д.Р. Итыгина, Е.Б. Панкина, М.П. Глухова
Оценка аэрозольной активности воздушной среды на территории ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»
Информация для авторов
Правила подачи материалов в редакцию

## Contents\*

Issue № 4 (34) 2023
Chief editor's foreword 7
Modeling and research of neutron and thermal-hydraulic processes in propulsion reactor plants
A.M. Savchenko, Y.V. Konovalov, G.V. Kulakov, E.A. Dergunova
Concept of fuel elements with composite fuel in nuclear cycles of light water reactors 10
V.N. Epimahov, A.I. Gorshkov, R.V. Fomenkov, M.N. Bayev, O.N. Sarancha, R.V. Cherviakov, Yu. V. Tsapko, M.P. Gluhova, D.S. Podshibyakin
Measurement of krypton, tritium, carbon, and iodine radionuclides in the instrumentation channel of the ex-core leak detection setup for SNF assemblies from nuclear propulsion reactors
Chemical technologies in propulsion reactor plant life cycle management, radiochemical and material research
N.I. Bushuyev, V.M. Florenski, A.D. Novakov
Methods for decontamination of radioactive concrete in large amounts
Development of nuclear power plant life management technologies
E.G. Dorokhova, P.B. Strelkov, D.V. Silaev, O.L. Yakovleva
A systematic approach to aging analysis of nuclear power plants
Research of severe accidents in nuclear
A.A. Sulatsky, V.I. Almjashev, E.V. Shevchenko, S.A. Vitol, E.V. Krushinov, S.Yu. Kotova, E.K. Kalyago, V.R. Bulygin, E.B. Shuvaeva, A.V. Timchuk, E.M. Belyaeva
Interaction of molten heavy liquid metal coolant with inflow water. Part 3.
Mathematical model 50
Environmental impact of nuclear facilities
D.R. Itygina, E.B. Pankina, M.P. Gluhova
Estimation of aerosol activity in the air at FSUE "Alexandrov NITI" site
Information for authors
Submission procedure
*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 очередном выпуске научно-технического сборника № 4 (34) 2023 продолжена публикация статей по актуальным тематическим направлениям.

В рубрике «Моделирование и исследование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов объектов с ЯЭУ» публикуются статьи с результатами исследований и разработок, проводимых в обеспечение эффективной и безопасной эксплуатации объектов с ядерными энергетическими установками.

В статье «Концепция твэлов с композитным топливом в топливных циклах для легководных реакторов» рассматривается возможность использования в тепловых и быстрых реакторах вместо твэлов контейнерного типа с диоксидом урана или МОКС топливом более ураноемкого твэла дисперсионного типа на основе металлического топлива с матрицей из циркониевых сплавов, показавшего в реакторных испытаниях высокую радиационную стойкость.

В статье «Оценка содержания радионуклидов криптона, трития, углерода и йода в измерительном контуре стенда внереакторной дефектации ОТВС транспортных ЯЭУ» представлены результаты работ по повышению качества внереакторного контроля герметичности оболочек облученных тепловыделяющих сборок транспортных ЯЭУ с топливом дисперсионного типа на универсальном стенде дефектации.

В рубрике «Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования» публикуется статья «Методы дезактивации больших объёмов радиоактивных бетонов». В статье представлен обзор ключевых процессов и методов дезактивации и утилизации радиоактивных отходов, используемых при выводе АЭС из эксплуатации. Обсуждается целесообразность модернизации существующего химического метода дезактивации для дезактивации больших объёмов радиоактивных бетонов.

В рубрике **«Разработка технологий управления ресурсом объектов атомной энергетики»** публикуется статья «Системный подход к учету старения атомных электростанций». Статья продолжает серию публикаций, посвященных системе управления старением АЭС в Российской Федерации. В данной работе уточняется терминология и иерархия объектов управления ресурсом с учетом старения. Приводятся особенности учета ресурса и старения оборудования на каждом этапе жизненного цикла АЭС, систематизируются параметры старения и обозначаются подходы к декомпозиции задачи учета старения системы, конструкций, компонентов и деталей.

В рубрике «Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики» публикуется статья «Взаимодействие расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя с поступающей в его объём водой. Часть 3. Математическая модель». В статье завершается публикация результатов экспериментального исследования взаимодействия тяжёлого жидкометаллического теплоносителя (расплав свинцово-висмутовой эвтектики) с водой при аварии с разрывом трубки парогенератора. В данной части работы представлена математическая модель для расчёта максимальной величины избыточного давления при порционной подаче воды в объём ТЖМТ. Предложен безразмерный комплекс, который может служить индикатором наличия или отсутствия при подобном взаимодействии скачков уплотнения (ударных волн), и, соответственно, паровых взрывов.

В рубрике «Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду» публикуется статья «Оценка аэрозольной активности воздушной среды на территории ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Статья открывает серию публикаций результатов исследования

поведения радионуклидов и тяжелых металлов в атмосферном воздухе промышленной зоны города Сосновый Бор Ленинградской области. Объектом исследования является воздушная среда территории ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», которая находится под комплексным воздействием эксплуатации расположенных вблизи действующих и строящихся радиационноопасных объектов. Приводимые в статье результаты актуальны для углубленного изучения источников формирования загрязнения воздушной среды радионуклидами на контролируемой территории за счет работы смежных предприятий и процессов обращения с радиоактивными отходами.

Главный редактор научно-технического сборника «Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ», научный руководитель ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»,

д.т.н., профессор

В.А. Василенко

### Chief editor's foreword

Issue  $N_{2}$  4 (34) 2023 of the periodically published peer-reviewed collection of papers "Nuclear propulsion reactor plants. Life cycle management technologies" continues publication of papers and information in the subject areas of interest.

Papers under the subject heading "Modeling and research of neutron and thermal-hydraulic processes in nuclear propulsion reactor plants" present results of research and development activities carried out in support of efficient and safe operation of nuclear power facilities.

The paper "Concept of fuel elements with composite fuel in nuclear cycles of light water reactors" discusses the possibility of using dispersion fuel elements instead of uranium dioxide or MOX pellet fuel in thermal- and fast-neutron reactors. Dispersion fuel with higher uranium density and a matrix of zirconium alloys has shown good resistance to radiation in reactor testing.

The paper "Measurement of krypton, tritium, carbon, and iodine radionuclides in the instrumentation channel of the for SNF assemblies from nuclear propulsion reactors" presents results of experimental studies aimed to enhance the quality of detecting leaks in spent dispersion fuel assemblies from nuclear propulsion reactor plants using a special-designed ex-core leak detection setup.

Under the subject heading "Use of chemical technologies in propulsion reactor plant life cycle management, radiochemical and material research", paper "Methods for decontamination of radioactive concrete in large amounts" is published. The paper presents an overview of key processes and methods for decontamination and disposal of radioactive waste during decommissioning of nuclear power plants and discusses the reasons for modification of the existing chemical decontamination method to apply it to treat large amounts of radioactive concrete.

Under the subject heading **"Development of nuclear power plant life management technologies"**, paper "A systematic approach to aging analysis of nuclear power plants" is published. The paper continues a series of publications dedicated to an aging management system of nuclear power plants in the Russian Federation. The article clarifies terms and hierarchy of lifecycle management objects considering aging effects. Characteristics of equipment life cycle and aging analysis at each stage of a nuclear power plant life cycle are also disclosed, aging parameters are systematized and approaches to decomposition of the problem of aging analysis of a system, structure, component, and part are proposed.

Under the subject heading "**Research of accident processes in nuclear**", paper "Interaction of molten heavy liquid metal coolant with inflow water. Part 3. Mathematical model" is published. This part of the paper completes a series of publications containing results of experimental studies into interaction between heavy liquid metal coolant (molten lead-bismuth eutectic) and water in the steam generator tube rupture accident. This publication presents a mathematical model for calculating the maximum pressure at which water is introduced batchwise into the molten lead-bismuth melt. A dimensionless group is proposed that can serve as an indicator of presence or absence of shock waves and, consequently, steam explosions due to the mentioned interaction.

Under the subject heading **"Environmental impact of nuclear facilities"**, paper "Estimation of aerosol activity in the air at FSUE "Alexandrov NITI" site" is published. The paper opens a series of reports presenting results of studies on the behavior of radionuclides and heavy metals in the atmospheric air of the industrial area around the town of Sosnovy Bor, Leningrad region. Specifically, the studies are conducted for the FSUE "Alexandrov NITI" territory that is exposed to the combined effect of radiological hazard facilities being operated and under construction nearby. The presented results of the studies are important for careful consideration of sources of air contamination by radionuclides in the monitored area of NITI where this contamination results from operation of the neighboring nuclear facilities and waste management processes.

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".

Chief Editor of the collection of papers, Dr.Sc. (Engineering), Scientific Coordinator of "Alexandrov NITI"

Prof. Dr. V.A. Vasilenko

Allon

УДК 621.039.546:621.0 39.542.34

### Концепция твэлов с композитным топливом в топливных циклах для легководных реакторов

А.М. Савченко, Ю.В. Коновалов, Г.В. Кулаков, Е.А. Дергунова

АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. акад. А.А. Бочвара (АО «ВНИИНМ»), Москва, Россия

#### Аннотация

Рассмотрена возможность использования в тепловых и быстрых реакторах вместо твэлов контейнерного типа с диоксидом урана или МОКС-топливом более ураноёмкого твэла дисперсионного типа на основе металлического топлива с матрицей из циркониевых сплавов, показавшего в реакторных испытаниях высокую радиационную стойкость.

Применение данного топлива в тепловых реакторах может привести к увеличению кампании твэлов и/или снижению обогащения топлива, что ведет к экономии природного урана, а также увеличению коэффициента воспроизводства. Дополнительно, более чем в два раза увеличивается содержание плутония в твэле, что может значительно упростить замыкание топливного цикла.

Новая концепция применения композитного топлива дисперсионного типа для тепловых и быстрых реакторов может в будущем заменить существующий в настоящее время подход, основанный на применении таблеточного топлива из диоксида урана и МОКС-топлива.

**Ключевые слова**: топливный цикл, дисперсионный твэл, циркониевый сплав, облучение, ураноёмкость, устойчивость к аварийным ситуациям.

## Concept of fuel elements with composite fuel in nuclear cycles of light water reactors

#### A.M. Savchenko, Y.V. Konovalov, G.V. Kulakov, E.A. Dergunova

JSC "A.A. Bochvar Institute of Inorganic Materials" (JSC "VNIINM"), Moscow, Russia

#### Abstract

The paper discusses the use of dispersion fuel elements in thermal- and fast-neutron reactors instead of uranium dioxide or MOX pellet fuel. Dispersion fuel with higher uranium density and a matrix of zirconium alloys has shown good resistance to radiation in reactor testing.

The use of this metallic fuel in thermal reactors can extend the fuel lifetime and/or reduce fuel enrichment, thus saving natural uranium, and result in higher breeding ratio. The plutonium content of fuel elements is also increased by more than twice, which may significantly simplify the closure of the fuel cycle.

The proposed concept of using dispersion-type composite fuel in thermal and fast reactors may in the future replace the current approach based on the use of uranium dioxide and MOX pellet fuels.

**Key words**: fuel cycle, dispersion fuel element, zirconium alloy, irradiation, uranium content, resistance to accidents.

#### Введение

В настоящее время в топливных циклах тепловых и быстрых реакторов используется только таблеточное топливо из диоксида урана или МОКС-топливо. Однако для топлива такого типа существуют некоторые ограничения – недостаточная ураноёмкость, ухудшение изотопного состава плутония от цикла к циклу в тепловых реакторах (снижение доли делящегося изотопа Pu<sup>239</sup>), высокая рабочая температура, пониженная работоспособность в режиме переменной мощности. Для тепловых реакторов также есть проблема увеличения продолжительности кампании, что потребует превышения 5 % уровня обогащения по урану-235. Кроме того, технология переработки топлива достаточно сложна.

Работы по замыканию топливного цикла продолжаются уже несколько десятилетий. Применение МОКС-топлива для оптимизации топливного цикла ограничивается следующими обстоятельствами [1–2].

- 1. Постепенная деградация изотопного состава плутония, что позволяет использовать МОКС-топливо в тепловых реакторах только в одном цикле.
- Недостаточная ураноёмкость топлива уменьшает наработку Pu<sup>239</sup> и его вклада в выгорание, а также требует применения МОКС-топлива с содержанием более 7% диоксида плутония. Поэтому кампания твэлов с МОКС-топливом не превышает трёх лет, в то время как с обычным топливом из диоксида урана она составляет от четырёх до пяти лет.
- 3. МОКС-топливо в несколько раз дороже обычного из диоксида урана.

REMIX топливо может быть многократно использовано в топливном цикле за счет достаточного количества делящихся изотопов. Однако оно требует постоянной подпитки обогащенным ураном и сопровождается накоплением изотопов U-232 и U-236. Технология переработки REMIX топлива также достаточно сложна.

Поскольку возможности совершенствования твэлов контейнерного типа практически исчерпаны, то сейчас большой интерес вызывают разработки альтернативных видов топлива и их конструктивное исполнение. В частности, рассматриваются способы перехода к твэлам дисперсионного типа [3–5].

Твэлы дисперсионного типа обладают рядом преимуществ [6]:

- низкий перепад температуры по сечению твэла благодаря теплопроводной матрице и металлургическому контакту оболочки с топливной композицией;
- возможность достижения высоких выгораний топлива;
- возможность эксплуатации в маневренных режимах практически без ограничения их количества и глубины изменения мощности;
- повышенная радиационная стойкость твэлов ввиду отсутствия газовых полостей и относительно низких температур топлива, что обеспечивает удержание продуктов деления в сердечнике твэла.

При этом ураноёмкость твэлов можно повысить, если использовать в качестве их компонентов ураноёмкие сплавы.

#### Дисперсионная топливная композиция МЕТМЕТ

Разработанная в АО «ВНИИНМ» дисперсионная топливная композиция МЕТМЕТ [3–5] представляет собой равномерно распределенные в сердечнике гранулы топлива повышенной

плотности из сплавов U-Mo, U-Nb-Zr, U<sub>3</sub>Si или металлокерамического сплава, например, U-Mo-O-C-Si [7], металлургически сцепленные между собой и с оболочкой твэла специально разработанными матричными сплавами на основе циркония с невысокой температурой плавления в интервале 790–860 °C [8]. Твэл дисперсионного типа может быть изготовлен методом капиллярной пропитки [3–4, 8]. Он включает в себя виброзасыпку смеси гранул топлива и матрицы в циркониевую оболочку твэла (рис. 1а) и последующую капиллярную пропитку путем проведения кратковременного (1–5 минут) нагрева до 840–900 °C (рис. 1б).



Рис. 1. Схематичное изображение поперечного сечения твэла:



При этом циркониевый сплав полностью расплавляется и под действием капиллярных сил перемещается, заполняя стыки между топливными гранулами, а также топливом и оболочкой.

В результате образуется металлургическое сцепление между оболочкой и сердечником, что обеспечивает высокую теплопроводность топливного сердечника и позволяет создать низкую рабочую температуру в центре твэла, соответствующую критерию «холодное топливо». Это делает твэлы работоспособными в режиме переменных нагрузок, что позволит оптимизировать режимы эксплуатации АЭС и повысить их эксплуатационную надежность.

Кроме того, в твэлах, полученных таким методом, формируется регулируемая пористость, которая может составлять в топливном сердечнике от 16 до 38 %. Это позволяет компенсировать распухание топлива до выгорания 1 г/см<sup>3</sup>, что в пересчете на штатный твэл ВВЭР соответствует выгоранию 120 МВтсут/кг.

Также преимуществом топливной композиции можно считать высокую коррозионную стойкость, благодаря наличию циркониевой матрицы. Скорость коррозии в воде при 350 °C составляет 0.02–0.05 г/(м<sup>2</sup>·ч).

Одним из основных преимуществ композиционного топлива является возможность повышения его ураноемкости. В твэлах, изготовленных методом капиллярной пропитки, объемная доля топлива может составлять 66–72 %. При этом ураноемкость под оболочкой твэла достигает 9.5–12.5 г/см<sup>3</sup>, что на 20–40 % превышает этот показатель по сравнению со стандартными твэлами. Это может позволить уменьшить обогащение по урану-235 или увеличить выгорание.

В АО «ВНИИНМ» была изготовлена демонстрационная партия укороченных твэлов и проведены реакторные испытания в облучательном устройстве «Гирлянда» реактора МИР АО «ГНЦ НИИАР» до выгорания 46 МВтсут/кг (на участке длиной 1 см – 60 МВтсут/кг) при

значительных тепловых нагрузках. Материаловедческие послереакторные испытания подтвердили удовлетворительную работоспособность твэлов опытной партии [5]. Не наблюдалось изменения размеров твэлов и взаимодействия компонентов твэлов. Гранулы топлива затекали в компенсационную пористость, тем самым подтверждая обоснованную концепцию нового METMET топлива.

Использование нового композитного топлива позволит увеличить коэффициент воспроизводства. Это связано с тем, что применение топлива с большей ураноёмкостью уменьшает соотношение водорода к урану. Вовлечение в процесс деления образующегося из урана-238 плутония-239 приводит к значительной экономии урана-235, что, в конечном счете, благоприятно сказывается на экономике ядерной энергетики. За счет увеличения коэффициента воспроизводства кампания может быть увеличена на 10-30 %, т.е. обогащение урана может быть снижено. Это приводит к более жесткому нейтронному спектру соответствующего реактора на промежуточных нейтронах, где коэффициент воспроизводства выше [9]. В свою очередь, это улучшает нейтронно-физические характеристики и безопасность реактора. На рис. 2 приведена зависимость коэффициента размножения нейтронов K-inf от выгорания для композитного и штатного топлива реактора PWR [10]. Как видно из рисунка, композитное топливо обладает более высокой концентрацией делящихся элементов, что можно использовать для увеличения времени между перегрузками, то есть увеличить коэффициент использования установленной мощности. При этом вместо годичного или полуторагодичного цикла можно перейти на двухгодичный. В конце кампании содержание плутония в 2.5-3 раза больше, чем для штатного топлива. Следует также отметить, что плутоний в новом топливе более высокого качества: делящиеся изотопы плутония составляют в нем 75-78 %, тогда как в отработавшем диоксиде урана 68-70 %. Таким образом, после переработки твэлов плутония будет достаточно для изготовления в три раза больше МОКС твэлов, чем в случае применения штатного топлива, что важно при замыкании ядерного топливного цикла. Кроме того, благодаря особенностям конструкции, новое топливо может быть повторно использовано в реакторах РБМК, CANDU с минимальной переработкой (без химической переработки топлива). Таким образом, внедрение нового топлива может привести к увеличению экономической эффективности и снижению себестоимости производимой на АЭС электроэнергии.



Рис. 2. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от эффективного выгорания для штатного топлива из диоксида урана (—) и композитного топлива (—) при обогащении 4.95 % по урану-235

Топливный цикл с композитным (МЕТМЕТ) топливом представлен на рис. 3.

Выделенные после механической сепарации без химической переработки топлива крупные гранулы металлического топлива с накопленным плутонием (до 2 %) и оставшимся

ураном-235 (до 1.3 %) нагреваются для удаления газовых осколков деления. Далее они могут использоваться непосредственно для изготовления твэлов реакторов типа CANDU по описанной выше технологии капиллярной пропитки. Хотя процесс изготовления твэлов должен уже проводиться дистанционно, он достаточно прост и проходит в две основные стадии: виброзасыпки гранул извлеченного топлива с добавлением мелких гранул циркониевых матричных сплавов в оболочку твэла и отжига (жидкофазного спекания).



Рис. 3. Схема топливного цикла с улучшенным МЕТМЕТ (композитным) топливом (КП – капиллярная пропитка, МА – минорные актиниды)

Извлеченные гранулы топлива можно подвергнуть химической (пирохимической) переработке с получением оксидов плутония и минорных актинидов. Их также можно использовать в твэлах с инертной матрицей или в виде композитного топлива.

### Композитное U(Th)-PuO, топливо

Композитное U(Th)-PuO<sub>2</sub> топливо отличается тем, что в топливо METMET добавлен порошок делящегося диоксида плутония. Основной особенностью технологии получения твэла такого типа является разделение операций: сначала изготавливается содержащий уран сердечник (METMET), а затем в него вводится порошок диоксида плутония. Этот способ позволяет минимизировать количество пылеобразующих операций.

На первой стадии с использованием отвального или природного урана по описанной выше технологии капиллярной пропитки изготавливается топливный сердечник, пористость в котором увеличена до 25–38 % с ураноёмкостью 9.0–9.5 г/см<sup>3</sup> и теплопроводностью 16–18 Вт/(м<sup>.o</sup>C). Затем сквозь топливный столб через открытую пористость засыпается штатный порошок из диоксида плутония с размером фракции до 100 мкм. Крупка диоксида плутония размещается в порах теплопроводного каркаса из урановой топливной композиции. Затем твэл герметизируют. Микроструктура композитного топлива, в котором вместо  $PuO_2$  использовался  $UO_2$ , приведена на рис. 4. В данном твэле смесь гранул циркониевой матрицы и  $UO_2$  засыпалась одновременно перед нагревом твэла (до капиллярной пропитки).

На данном этапе исследований были изготовлены лабораторные образцы, в которых вместо порошка диоксида плутония был использован диоксид урана.



Рис. 4. Микроструктура композитного топлива, где UO<sub>2</sub> использовался вместо PuO<sub>2</sub>: (а) – гранулы U-Mo и порошок UO<sub>2</sub> в Zr матрице; (б) – распределение диоксида урана в порах U-Mo сплава

Механизм работы композитного топлива в реакторе следующий: сначала выгорает порошок диоксида плутония в каркасе МЕТМЕТ топлива, в то время как в МЕТМЕТ топливе накапливается плутоний, и оно работает как зона воспроизводства. На последней стадии начинает выгорать и МЕТМЕТ топливо. В связи с такой последовательностью процессов компоненты композитного топлива имеют разный изотопный состав плутония в конце кампании. В порошке диоксида плутония будут накапливаться в основном неделящиеся изотопы, а в МЕТМЕТ топливе – делящиеся. Поэтому при среднем для МОКС-топлива выгорании в 45 МВтсут/кг в МЕТМЕТ топливе будет 75 % делящихся изотопов (в самом МОКС-топливе 66 %), в то время как в диоксиде плутония – только 42 % (см. таблицу). При механическом отделении каркаса МЕТМЕТ топлива от порошка  $PuO_2$  без химической переработки можно с большой эффективностью многократно использовать композитное топливо, экономя тем самым природный уран. Для МОКС-топлива при данных выгораниях концентрация делящихся изотопов в конце кампании составляет только 55 %, и повторное его использование экономически невыгодно (ниже в таблице приведена приведена приблизительная оценка).

Таблица

Сравнительная оценка количества делящихся изотопов плутония (Pu<sup>239</sup>+Pu<sup>241</sup>) в композитном и МОКС-топливе для реактора типа ВВЭР-1000 при трехгодичной кампании для замыкания топливного цикла, %

Вид топлива		Исходное содержание	Содержание в конце трехгодичной кампании
МОКС-топливо		66	55
Композитное U-PuO <sub>2</sub> топливо	МЕТМЕТ каркас	0	75
	PuO <sub>2</sub>	66	42

Приведенные в таблице данные для МОКС-топлива взяты из литературных источников, накопления плутония в МЕТМЕТ каркасе и его изотопный состав взяты из [10]. Для более точных данных, конечно, требуются нейтронно-физические расчеты.

Следует также отметить, что выгорание в композитном топливе распределяется примерно поровну между порошком из диоксида плутония и гранулами из сплавов урана, поэтому после механического извлечения гранул в них окажется примерно в два раза меньше осколков деления с большим паразитным захватом тепловых нейтронов, чем для таблеточного МОКСтоплива. Таким образом, преимуществом данного вида топлива в качестве альтернативы МОКС-топливу можно считать не только большую ураноёмкость и, как следствие, больший коэффициент воспроизводства, но и низкую температуру сердечника топлива (т.н. «холодное топливо»). Кроме того, положительными факторами являются его работоспособность в режиме переменных нагрузок и возможность разделения изотопов плутония. Особенно привлекательным с точки зрения его использования для производства твэлов, является более экологически чистая технология изготовления, что возможно за счет сокращения числа технологических операций, связанных с обработкой содержащего плутоний топлива. Этот подход может быть также применен при использовании гранул тория вместо гранул урановых сплавов. В этом случае коэффициент воспроизводства еще более увеличивается, что позволяет значительно увеличить выгорание. Затем гранулы топлива могут быть извлечены из твэла дроблением топливного сердечника и использованы повторно без химической переработки топлива.

#### Конструкция твэла для быстрых реакторов и сжигания минорных актинидов

Для повышения эффективности топливного цикла с композитным топливом для сжигания плохо делящихся изотопов плутония и минорных актинидов вместо применяющегося таблеточного топлива из диоксидов (Er, Y, Pu, Zr) O<sub>2</sub> [11–14] разработана новая конструкция топлива с инертной матрицей [15]. В ней порошки плутония и минорных актинидов локализованы в минитвэлах (см. рис. 5).



Рис. 5. Схема твэла с минитвэлами для сжигания плутония и минорных актинидов

Минитвэлы – это тонкие стальные или циркониевые оболочки, наполненные порошком оксидов плутония и/или минорных актинидов, герметизированные с обоих концов. Они размещаются в оболочке твэла, пространство между ними заполняется алюминиевыми или циркониевыми сплавами методами пропитки или капиллярной пропитки. При этом количество пылеобразующих операций с порошками делящихся элементов минимизировано. Эта конструкция полностью удовлетворяет критерию «Rock Fuel». Данная конструкция может позволить также увеличить выгорание, уменьшить температуру топлива, компенсировать распухание и повысить работоспособность твэлов в маневренных режимах.

Аналоги подобной конструкции, где вместо диоксида плутония в минитвэлах использован диоксид урана, успешно прошли реакторные испытания в реакторе МИР.

#### Переработка МЕТМЕТ и композитного U(Th)-PuO, топлива

При разработке нового топлива особое внимание было уделено вопросам его переработки и утилизации. Важно отметить, что новое топливо растворяется в горячей азотной кислоте (как и в стандартном процессе), так как объемная доля циркониевого матричного сплава в топливной композиции небольшая, всего 10–15 %. При этом из-за наличия в структуре циркониевого матричного сплава большой объемной доли интерметаллидных фаз он, в отличие от чистого циркония, так же, как и урановое топливо, растворяется в азотной кислоте, хотя и значительно медленнее.

Для данного типа топлива можно также применить схему переработки, аналогичную схеме DUPIC [16]. Сначала, как и в схеме DUPIC, из топлива при нагревании удаляются газообразные продукты деления, затем твэл подвергают небольшой деформации. Мостики из циркониевого матричного сплава между топливными гранулами разрушаются, и содержимое твэла высыпается на сито, где более мелкие фракции металлического топлива отделяются от более крупных, содержащих также образовавшийся плутоний. Извлеченные гранулы состава U-Pu-Mo или U-Pu-Zr в зависимости от содержания в них накопленного плутония (около 2–3 %) можно повторно использовать как топливо для тепловых реакторов (PБМК, CANDU) с использованием технологии капиллярной пропитки.

Такой же подход можно применить и для переработки композитного U-PuO<sub>2</sub> топлива. Основным отличием нового топлива является раздельное размещение в твэле сплава из обедненного урана и диоксида плутония. Вследствие этого величина выгорания и изотопный состав в них будут разными. В то время как диоксид плутония почти полностью выгорает и в его составе практически не остается делящихся изотопов, в МЕТМЕТ топливе накапливается плутоний с преобладанием делящихся изотопов, имеющих большую энергетическую ценность. Таким образом, в отличие от схемы DUPIC, для нового комбинированного топлива не требуется измельчение отработавших таблеток в порошок и сложного процесса изготовления из высоко-активного порошка новых таблеток. Энергетически ценные изотопы плутония  $Pu^{239}$  и  $Pu^{241}$  в основном уже отделены от  $Pu^{242}$  и  $Pu^{240}$ . Поэтому, в отличие от стандартной конструкции твэла с гомогенным распределением тяжелых атомов как в МОКС-топливе или топливе на основе U-Pu-Zr, где разделение делящихся изотопов представляет сложную задачу, в новом топливе они разделены изначально, и процесс их отделения проводится без растворения и химической переработки. Это делает переработку отработанного топлива технологичной и экологически более чистой, что упрощает замыкание ядерного топливного цикла.

На данном этапе проведены дореакторные исследования, включающие извлечение компонентов METMET и композитного топлива из твэлов и разделение компонентов по фракциям.

Топливный цикл легководных реакторов на базе композитного топлива с многократным использованием переработанного плутония представлен на рис. 6.



Рис. 6. Топливный цикл легководных реакторов на базе композитного топлива с многократным использованием переработанного плутония

Извлеченные механической сепарацией крупные топливные гранулы, содержащие до 2 % плутония с минимальным количеством осколков деления и минорных актинидов (фактически как в зоне воспроизводства быстрых реакторов), можно сразу использовать для изготовления твэлов по описанной ранее схеме. А уже после облучения в реакторе CANDU и стандартной химической переработки полученный порошок диоксида плутония можно повторно использовать для изготовления композитного топлива.

Сепарированная мелкая составляющая композитного топлива – порошки циркониевого матричного сплава и диоксида плутония – можно использовать для изготовления твэлов с инертной матрицей (IMF) по приведенной выше упрощенной и поэтому более экологичной технологии.

В отличие от МОКС-топлива, где изотопный состав плутония ухудшается с каждым циклом, в композитном топливе мы можем многократно использовать плутоний и вместо однократного топливного цикла для тепловых реакторов применить многократный, что может значительно уменьшить радиоактивные отходы. Таким образом, используя новую концепцию топливного цикла, основанную на применении высокоплотного дисперсионного и композитного топлива, можно применить закрытый U-Pu цикл даже в тепловых реакторах. Благодаря свойствам нового топлива около 48 % переработанного топлива может быть повторно использовано (вместо 18 % при использовании МОКС-топлива). Оставшуюся необходимую часть плутония можно извлечь из отработавших и складированных твэлов тепловых реакторов.

#### Заключение

Рассмотрена возможность использования в тепловых и быстрых реакторах вместо базового твэла контейнерного типа с диоксидом урана или МОКС-топливом более ураноёмкого твэла дисперсионного типа на основе металлического топлива U-Mo, U-Nb-Zr, U<sub>3</sub>Si с матрицей из циркониевых сплавов (композитное топливо – METMET), показавшего в реакторных испытаниях высокую радиационную стойкость.

Применение данного топлива в тепловых реакторах может привести к увеличению кампании твэлов и/или снижению обогащения топлива, что ведет к экономии природного урана, а также увеличению коэффициента воспроизводства. Дополнительно, более чем в два раза, увеличивается содержание плутония в твэле, что может значительно упростить замыкание ядерного топливного цикла.

На основе METMET топлива предложено композитное U-PuO<sub>2</sub> топливо (аналог MOKC-топлива), в котором сплавы из обедненного урана и диоксида плутония имеют раздельное распределение в топливной композиции.

Проведено сравнение с МОКС-топливом и показано, что новое композитное U-PuO<sub>2</sub> топливо имеет в 4–5 раз более высокую теплопроводность, на 10–20 % более высокое содержание урана и, следовательно, более высокий коэффициент воспроизводства. Показано, что, в отличие от МОКС-топлива, композитное МЕТМЕТ топливо позволяет многократно использовать отработавший плутоний и осуществить полное замыкание топливного цикла вместо частичного, что значительно снизит количество радиоактивных отходов.

Предложен новый подход к переработке нового топлива, в котором отделение урана от неделящихся изотопов плутония, а также делящихся от неделящихся изотопов плутония может проходить без растворения и химической переработки топлива с повторным его использованием в реакторах типа CANDU или PWR, что облегчает замыкание топливного цикла.

Таким образом, новая концепция применения композитного METMET топлива дисперсионного типа для тепловых и быстрых реакторов может в будущем заменить существующий в настоящее время подход, основанный на применении таблеточного топлива из диоксида урана и МОКС-топлива.

Отдельные этапы концепции находятся на разных стадиях – от лабораторных проработок до реакторных испытаний и послереакторных исследований.

#### Conclusions

The possibility is considered to use dispersion metallic fuel with high uranium concentration instead of standard uranium dioxide or MOX pellet fuels in thermal- and fast-neutron reactors. The metallic fuel U-Mo, U-Nb-Zr, and U<sub>3</sub>Si with zirconium alloys matrix (METMET composite fuel) has shown high resistance to radiation in reactor testing.

The use of this metallic fuel in thermal reactors can extend the fuel lifetime and/or reduce fuel enrichment, thus saving natural uranium, and lead to an increase in the breeding ratio. The plutonium content of fuel elements is also increased by more than twice, which may significantly simplify the closure of the fuel cycle.

The METMET based U-PuO<sub>2</sub> composite fuel (analog of MOX fuel) is presented where depleted uranium alloys and plutonium dioxide are separately distributed in the fuel composition.

The comparison with MOX fuel has shown that new composite fuel U-PuO<sub>2</sub> has 4–5 times higher heat conduction, 10–20 % larger uranium content, and, consequently, higher breeding ratio. As compared with MOX fuel, the METMET composite fuel allows for multiple uses of spent plutonium and complete closure of the fuel cycle instead of partial one, leading to significant reduction in radioactive waste generation.

A new approach is proposed where separation uranium from non-fissile plutonium isotopes and separation of fissile plutonium isotopes from non-fissile ones can be done without fuel dissolving and chemical reprocessing but with its recycling in CANDU type or PWR reactors, thus simplifying the closure of the fuel cycle.

Therefore, the new concept of utilizing the METMET composite dispersion fuel in thermal and fast reactors may in the future replace the existing approach based on the use of uranium dioxide and MOX pellet fuels.

The concept phases are now under different stages of development – from laboratory studies to reactor and post-reactor testing.

#### Литература

- 1. MOX in reactors, present and future / M. Arslan, A. Marincic, A. Niquille [et al.] // Global Conference: France, September. 2009. P. 9280.
- 2. Arslan M. MOX fuel recycling, present status and prospects / M. Arslan, J. Krellmann, Pierre Gros J. // Global Conference: France, September. 2009. P. 9279.
- Fuel of Novel Generation for PWR and as Alternative to MOX Fuel / A.M. Savchenko, A.V. Vatulin, I.I. Konovalov [et al.] // Journal of Energy Conversion & Management. – 2010. – V. 51. – P. 1826–1833.
- Peculiarities of fuel cycle with advanced composite fuel for thermal reactors / A.M. Savchenko, A.V. Vatulin, G.V. Kulakov [et al.] // Progress in Nuclear Energy. – 2014.–V. 72. – P. 119-125.
- 5. Новая концепция твэла МЕТМЕТ для использования в плавучих энергоблоках и атомных станциях малой мощности / А.М. Савченко, Ю.В. Коновалов, Г.В. Кулаков

[и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Материаловедение и новые материалы. – 2021. – Вып. 4 (110). – С. 51–64.

- 6. *Самойлов А.Г.* Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов / А.Г. Самойлов, В.С. Волков, М.И. Солонин.–М.: Энергоатомиздат, 1996.– 400 с.
- Savchenko A. The issue of novel trends in fuel alloying to reduce interaction // Proceedings of the Research Reactor Fuel Management (RRFM-2018) Conference. Munich, Germany, March. – 2018. – P. A0147.
- Циркониевые матричные сплавы для ураноемких дисперсионных топливных композиций / А.М. Савченко, Ю.В. Коновалов, А.В. Лаушкин [и др.]. – Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, № 6. – С. 349–352.
- Light Water Breeding with Nitride Fuel / B. Feng, E. Shwageraus, B. Forget [et al.] // Progress in Nuclear Energy. – 2011. – Vol. 53. – P. 862–866.
- 10. *Takada Y. A* Study on Nuclear Characteristics of METMET Fuel / Y. Takada, Y. Shimazu // Proc. of the Third International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems (INES-3), October–November 2010, Japan.
- 11. Degueldre C. Concepts for an inert matrix fuel, an overview / C. Degueldre, J.M. Paratte // Journal of Nuclear Materials. 1999. V. 274. P. 1–6.
- Control of civilian plutonium inventories using burning in a non-fertile fuel / V.M. Oversby, C.C. McPheeters, C. Degueldre [et al.] // Journal of Nuclear Materials. – 1997. – V. 245. – P. 112.
- Porta J. Toward very high burnups, a strategy for plutonium utilization in pressurized water reactors / J. Porta, J. – Y. Doriath // Jornal of Nuclear Materials. – 1999. – V. 274. – P. 153.
- 14. The fabrication and irradiation of plutonium-containing inert matrix fuels for the "Once Though Then Out" experiment / R.P.C. Schram, R.R. van der Laan, F.C. Klaassen [et al.] // Journal of Nuclear Materials. – 2003. – V. 319. – P. 118.
- Metallic inert matrix fuel concept for minor actinides incineration to achieve ultra-high burn-up / K. Lipkina, A. Savchenko, M. Skupov [et al.] // Journal of Nuclear Materials. – 2014. – V. 452, issue 1–3. – P. 378–381.
- 16. *Lee T.J.* Technological change of nuclear fuel cycle in Korea: the case of DUPIC // Progress in Nuclear Energy. 2004. V. 45. P. 85–102.

УДК 621.039.548

## Оценка содержания радионуклидов криптона, трития, углерода и йода в измерительном контуре стенда внереакторной дефектации ОТВС транспортных ЯЭУ

В.Н. Епимахов<sup>1,2</sup>, <u>А.И. Горшков<sup>1</sup></u>, Р.В. Фоменков<sup>1</sup>, М.Н. Баев<sup>1</sup>, О.Н. Саранча<sup>1</sup>, Р.В. Червяков<sup>1</sup>, Ю.В. Цапко<sup>1,2</sup>, М.П. Глухова<sup>1</sup>, Д.С. Подшибякин<sup>1</sup>

<sup>1</sup>ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

<sup>2</sup> Институт Ядерной Энергетики, филиал Санкт-Петербургского политехнического университета им. Петра Великого, г. Сосновый Бор Ленинградской области, Россия

#### Аннотация

Представленная в статье работа направлена на повышение достоверности результатов внереакторного контроля герметичности оболочек облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС) транспортных ЯЭУ с топливом дисперсионного типа, основанного на идентификации радионуклида криптон-85, поступающего из ОТВС в газовую (воздушную) среду универсального стенда дефектации.

Представленные в статье результаты спектрометрического и газохроматографического анализа газовоздушной среды стенда дефектации свидетельствуют, что в условиях проведения внереакторной дефектации ОТВС в объём измерительного контура вместе с радионуклидом криптон-85 также поступают мешающие измерениям радионуклиды углерода-14, преимущественно в форме CO<sub>2</sub>, и трития.

Включение в состав технологической схемы стенда дефектации селективного сорбента и барботёра со щелочным раствором позволяет эффективно удалять из газовоздушной среды стенда дефектации радионуклиды углерода-14 в форме CO<sub>2</sub>. Это существенно повышает надежность и достоверность определения объёмной бетаактивности криптона-85 в процессе внереакторного контроля герметичности ОТВС на универсальном стенде дефектации.

Ключевые слова: стенд дефектации, контроль герметичности, оболочки твэлов, криптон-85, тритий, углерод-14, йод-129.

## Measurement of krypton, tritium, carbon, and iodine radionuclides in the instrumentation channel of the ex-core leak detection setup for SNF assemblies from nuclear propulsion reactors

V.N. Epimahov<sup>1,2</sup>, A.I. Gorshkov<sup>1</sup>, R.V. Fomenkov<sup>1</sup>, M.N. Bayev<sup>1</sup>, O.N. Sarancha<sup>1</sup>, R.V. Cherviakov<sup>1</sup>, Yu. V. Tsapko<sup>1,2</sup>, M.P. Gluhova<sup>1</sup>, D.S. Podshibyakin<sup>1</sup>

<sup>1</sup>FSUE "Alexandrov NITI", Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

<sup>2</sup> Institute of Nuclear Power Engineering, Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University, Sosnovy Bor, Russia

#### Abstract

The aim of the study presented in the paper is to improve the credibility of ex-core leak detection results for spent dispersion fuel (SNF) assemblies removed from nuclear propulsion reactor plants. The detection method is based on identification of krypton-85 radionuclide released from SNF into the gaseous (air) atmosphere of the leak-detection setup. Results of spectrometric and gas-chromatographic analysis of the gas-air atmosphere in the ex-core leak-detection setup show the presence of carbon-14, mainly in the form of  $CO_2$ , and tritium radionuclides that occur together with krypton-85 in the instrumentation channel and interfere krypton-85 measurements.

Incorporation of a selective sorbent and bubbler with an alkaline solution in the setup design allows for an effective removal of carbon-14 in the form of  $CO_2$  from the gas-air atmosphere, thus significantly improving the validity of krypton-85 beta activity measurements during ex-core detection of leaking NSF assemblies in the setup.

Key words: leak-detection setup, fuel cladding failure detection, krypton-85, tritium, carbon-14, iodine-129.

#### Введение

Контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов ОТВС и дефектация является неотъемлемой составной частью научно-технического сопровождения ресурсных испытаний перспективных активных зон транспортных ЯЭУ.

Внереакторный КГО ОТВС проводится на универсальном стенде дефектации (УСД). Герметичность сборки оценивается по величине объемной активности <sup>85</sup>Kr в газовой (воздушной) среде УСД, которая измеряется с применением бета-радиометрической установки (УДГ-1Б). Для ускорения выхода <sup>85</sup>Kr из негерметичных твэлов в процессе дефектации выполняется нагрев ОТВС. Наличие примесных радионуклидов в воздушной среде УСД может вносить существенные искажения в результаты измерений объемной активности <sup>85</sup>Kr.

Для проверки точности прямых бета-радиометрических измерений (без отбора пробы) объемной активности <sup>85</sup>Кг в процессе дефектации ОТВС на УСД проводились лабораторные гамма-спектрометрические измерения проб газа, прокачиваемого по измерительному контуру (ИК) [1]. Выявленные расхождения в показаниях бета-радиометрического и гамма-спектрометрического методов контроля послужили основанием для начала исследований примесных бета-излучающих радионуклидов в воздушной среде УСД, включая определение их физико-химических форм существования.

#### Экспериментальная часть

#### Состав универсального стенда дефектации

Контроль герметичности твэлов осуществлялся на специальном универсальном стенде дефектации, блок-схема которого представлена на рис.1.

В состав УСД входят герметичный измерительный контейнер (ГИК), контур многократной циркуляции газа (КМЦГ) и измерительный контур (ИК).

ГИК представляет собой герметичный пенал из коррозионностойкой стали, заключенный в кожух с теплоизоляцией и оборудованный электронагревателем. ГИК предназначен для загрузки ОТВС, подлежащей дефектации, и ее нагрева.

КМЦГ предназначен для перемешивания газа, содержащего радионуклиды в газообразной форме, выделившиеся из ОТВС в ГИК, подачи газа в измерительную камеру, а также для продувки и удаления газа после окончания измерений. Расход циркулирующей газовоздушной смеси по КМЦГ составляет 60 л/минуту за счёт работы газодувки (микрокомпрессора МК1), а водообменный охладитель (ТО1) – теплообменник понижает температуру до 40 °С. КМЦГ выполнен в виде стойки с клапанами, приборами технологического контроля и другим оборудованием, связанным трубопроводами с ГИК и ИК. Также в состав КМЦГ была включена

модернизированная система очистки (МСО), состоящая из барботера с раствором NaOH и колонки с сорбентом «Силоксид» [2].

В ИК расположена измерительная и запорная аппаратура. В ИК выполняются радиометрические измерения с использованием устройства измерения суммарной объёмной активности газа типа УДГ-1Б, а также производится заполнение пробоотборной ёмкости. При необходимости пробоотборная ёмкость отсекается от ИК и передаётся для дальнейших исследований в лабораторных условиях.



Рис. 1. Схема универсального стенда дефектации:

ГИК – герметичный испытательный контейнер, КМЦГ – контур многократной циркуляции газа, ИК – измерительный контур; ТО1 – холодильник; КО1 – каплеотбойник; ФД – аэрозольный фильтр; МСО – модернизированная система очистки в составе с селективным фильтром и барботером; УДГ-1Б – бета-радиометр газов; МК1 – микрокомпрессор, ВН – клапаны, Т1– термометр

#### Работа универсального стенда дефектации

ОТВС из бассейна выдержки помещают в ГИК. ГИК с ОТВС нагревают. Газообразные радионуклиды с парами остаточной влаги направляют в КМЦГ за счёт работы газодувки (МК1). Пары влаги после холодильника (ТО1) конденсируются в каплеотбойнике (КО1). Затем воздух из ГИК очищается от радионуклидов в аэрозольной форме на фильтре (ФД). При прохождении через МСО газ очищается от радионуклидов углерода и йода (при наличии). Активность газовоздушной смеси определяется путём усреднения показаний радиометра УДГ-1Б за 5–15 минут измерений после предварительного перемешивания газа.

Измерения объёмной активности радионуклидов в воздухе ИК выполняли с использованием устройства УДГ-1Б с диапазоном измеряемых энергий бета-излучающих газов от 100 до 3000 кэВ и диапазоном измеряемых объёмных активностей от 1.0 ·10<sup>4</sup> до 6.0 ·10<sup>9</sup> Бк/м<sup>3</sup>.

Бета-радиометрические измерения проб из барботёра проводили в лабораторных условиях на радиометре КРК-1.

Гамма-спектрометрический анализ отобранных газовых проб проводили лабораторным гамма-спектрометром ГАММА-1П с коаксиальным детектором на основе особо чистого германия.

Определение активности <sup>3</sup>H и <sup>14</sup>С проводили методом жидкостно-сцинтилляционного счета на спектрометрическом радиометре TRI-CARB 3110. Для исключения сомнений в достоверности получаемых результатов определения трития пробы предварительно очищали от углерода-14 дистилляцией.

Для идентификации нуклида <sup>129</sup>I использовался гамма-спектрометр с блоком детектирования GMX20P4-70 на основе особо чистого германия с бериллиевым окном. Диапазон регистрируемых энергий данного спектрометра составлял от 3 кэВ до 3000 кэВ.

Анализ проб газа на содержание  $H_2$ ,  $O_2$ ,  $N_2$ , CO, CO<sub>2</sub> и предельных углеводородов  $C_1 - C_4$  проводился в лабораторных условиях с использованием газового хроматографа «Кристалл-2000М».

Анализ общего органического и неорганического углерода проводили с использованием анализатора TOC-Vwp (Shimadzu, Япония) мокрого окисления персульфатом в условиях УФ-облучения.

#### Обсуждение результатов

#### Идентификация <sup>129</sup>І

Важное значение в работе отводилось определению <sup>129</sup>I, поскольку граничная энергия бета-спектра данного нуклида равна 152.4 кэВ, что близко к граничной энергии бета-спектра нуклида <sup>14</sup>С (156.5 кэВ). В связи с этим была выполнена серия измерений проб счётных образцов, изготовленных из проб сорбента «Силоксид» [3], а также из проб щелочного раствора (из барботёра) методом отдувки [4] с применением гамма-спектрометра на основе ОЧГ-детектора (детектор на основе особо чистого германия) типа GMX20P4-70.

В результате измерений наличия <sup>129</sup>I ни в одном из счётных образцов обнаружено не было. На рис. 2 в качестве иллюстрации приведен фрагмент спектра в области низких энергий измеренного счетного образца на основе сорбента «Силоксид».



Рис. 2. Фрагмент спектра счетного образца из селективного сорбента «Силоксид»

Из рис. 2 видно, что в диапазоне энергий от 20 до 40 кэВ пиков, соответствующих гамма-линиям <sup>129</sup>I (E = 29.5 кэВ, E = 29.8 кэВ, E = 33.5 кэВ и 39.6 кэВ), не обнаружено. Таким образом, в процессе дефектации в газовый контур стенда при нагреве ГИК с ОТВС до температуры 300 °С поступает именно радионуклид <sup>14</sup>С. Выхода радионуклида <sup>129</sup>I не наблюдается.

#### Анализ проб щелочного раствора из барботёра

Анализ проб щелочного раствора из барботёра с применением методов альфа-, бета- и гамма-спектрометрии показал:

- гамма-излучающие радионуклиды в пробах барботёра отсутствуют;
- суммарная объемная активность альфа-излучающих радионуклидов во всех пробах ниже предела обнаружения ( < 5.5 Бк/л);</li>
- суммарная объемная активность бета-излучающих радионуклидов находится в диапазоне от 2.9×10<sup>3</sup> до 3.3·10<sup>5</sup> Бк/л.

Методом жидкостно-сцинтилляционной спектрометрии было определено, что в пробах щелочного раствора из барботёра присутствуют радионуклиды <sup>3</sup>Н и <sup>14</sup>С. Данные по объёмной активности нуклидов <sup>14</sup>С и <sup>3</sup>Н в пробах раствора из барботёра приведены на рис. 3.



Рис. 3. Объёмная активность радионуклидов <sup>14</sup>С и <sup>3</sup>Н в пробах раствора из барботёра:

– объёмная активность <sup>14</sup>С в барботере находилась в диапазоне от  $1.5 \times 10^6$  до  $1.5 \times 10^8$  Бк/л; – объёмная активность <sup>3</sup>H – в диапазоне от  $9.8 \times 10^5$  до  $5.3 \times 10^7$  Бк/л

#### Определение физико-химических форм углерода

В качестве газовой среды в УСД использовался воздух. Помимо основных компонентов N<sub>2</sub> и O<sub>2</sub> в воздухе газохроматографическими методами были обнаружены газообразные формы углерода. В табл. 1 представлены результаты газового анализа двух проб воздуха, отобранных из ИК УСД в процессе дефектации ОТВС с нагревом ГИК до температуры 300 °С.

Таблица 1

Мо	Содержание компонентов, % об.					
л <u>∘</u> пробы	H <sub>2</sub>	O <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	СО	CO <sub>2</sub>	СН <sub>4</sub> и другие углеводороды
1	$0.004\pm0.002$	$20.4\pm1.3$	$78.2 \pm 1.6$	$0.008\pm0.001$	$0.25\pm0.02$	< 0.001
2	$0.005\pm0.002$	$20.4\pm1.3$	$78.3 \pm 1.6$	$0.007\pm0.001$	$0.011 \pm 0.002$	< 0.001

Результаты газового анализа пробы воздуха из УСД

Из данных табл. 1 видно, что в воздухе УСД углерод находился преимущественно в форме CO<sub>2</sub> (0.01÷0.25 % об.) и CO (0.007÷0.008 % об.). Содержания CH<sub>4</sub> и других углеводородов составило менее 0.001 % об.

Кроме газохроматографического определения углерода в воздухе ИК УСД внимание было уделено формам существования углерода, поступавшего в щелочной раствор барботёра при очистке газа от примесей. Помимо радиоактивного углерода в него мог попадать и стабильный углерод, поэтому была проведена оценка содержания органического и неорганического углерода в пробах раствора щёлочи из барботёра. В качестве примера в табл. 3 представлены данные по содержанию общего неорганического и органического углерода в десяти отобранных пробах (табл. 2). Погрешность определения концентрации углерода в пробах составляла не более 10 %.

Таблица 2

№ пробы	Концентрация углерода, мг/л		
	ОНУ	ООУ	
1	656	116	
2	2700	63	
3	682	5.20	
4	194	194	
5	99	99	
6	125	125	
7	187	187	
8	184	409	
9	567	53	
10	114	416	

Результаты измерения общего неорганического (ОНУ) и общего органического углерода (ООУ) в пробах раствора щелочи из барботёра

Как видно из табл. 2, в пробах раствора щелочи из барботёра присутствует углерод в органической и неорганической формах. Концентрация ОНУ не всегда была больше концентрации ООУ. Их относительное изменение в пробах щёлочи может быть связано с поступлением углерода из атмосферного воздуха в процессе продувки газового контура УСД.

#### Определение физико-химических форм существования <sup>14</sup>С

Для анализа физико-химических форм существования <sup>14</sup>С в газовом контуре УСД использовать пробы из барботёра было некорректно, поэтому были рассмотрены результаты анализа проб воздуха, отобранных непосредственно из ИК УСД.

Измерение концентрации соединений углерода в пробах газовых сред УСД выполняли с помощью газового хроматографа «Кристалл-2000М». Пробы газа для анализа отбирались:

- перед началом дефектации (С<sub>0</sub>);
- через 2 часа после размещения ОТВС в ГИК, нагретом до 300 °С ( $C_1$ );
- через 20 минут после включения очистки газа с использованием модернизированной системы (С<sub>2</sub>).

На основании данных о концентрации таких химических соединений, как CO, CO<sub>2</sub> и CH<sub>4</sub>, в пробах газа при экспериментах с ОТВС определялась кратность возрастания их объёмной концентрации при нагреве (кратность возрастания – отношение объёмной концентрации соединения после нагрева ОТВС к его концентрации на момент начала дефектации,  $C_1/C_0$ ), а также кратность снижения концентрации при включении системы очистки (кратность снижения – отношение объёмной концентрации соединения до начала очистки на МСО к его концентрации после очистки,  $C_1/C_2$ ). Типичные результаты исследований приведены на рис. 4 и 5, соответственно.

Отметим, что объёмная концентрация в газовых пробах предельных углеводородов, таких, как C<sub>2</sub>H<sub>4</sub> и C<sub>2</sub>H<sub>6</sub>, в процессе экспериментов не изменялась.



Рис. 4. Кратность возрастания объёмной концентрации соединений CO, CO $_2$ и CH $_4$ в газовой среде УСД при нагреве ОТВС



Рис. 5. Кратность снижения объёмной концентрации соединений СО, СО<sub>2</sub> и СН<sub>4</sub> в газовой среде УСД после включения системы очистки

Анализируя данные, представленные на рис. 4, можно заключить, что углерод поступает в объём газового контура УСД при нагреве ГИК до температуры 300 °С преимущественно в виде  $CO_2$  и  $CH_4$ . После включения системы очистки, как видно из рис. 5, объёмная концентрация  $CO_2$  в газе значительно снижается (почти в 20 раз), а концентрация  $CH_4$  остаётся на прежнем уровне, так как на МСО поглощения углерода в форме  $CH_4$  не происходит.

Анализ данных, полученных с использованием УДГ-1Б, показал, что объёмная активность газа при дефектации герметичных ОТВС в ГИК, нагретых до температуры 300 °С, повышается в 20–80 раз без использования МСО. После включения МСО объёмная активность газа снижается в десятки раз. Следовательно, снижение объёмной активности газа в контуре УСД напрямую связано со снижением объёмной концентрации СО<sub>2</sub> и практически не связано с концентрацией других летучих форм углерода.

Анализ полученных результатов позволяет сделать вывод о том, что при дефектации ОТВС в ГИК, нагретом до 300 °C, в контур УСД поступает <sup>14</sup>С преимущественно в форме CO<sub>2</sub>.

#### Заключение

Для повышения надежности и достоверности результатов контроля герметичности оболочек ОТВС при проведении внереакторной дефектации исследован состав бетаизлучающих радионуклидов, сопутствующих выходу из ОТВС криптона-85 в газовоздушную среду универсального стенда дефектации и искажающих результаты определения объёмной бета-активности криптона-85.

По результатам бета-спектрометрического и газохроматографического анализа газовоздушной среды на стенде дефектации установлено, что в объём измерительного контура стенда вместе с криптоном-85 поступают бета-излучающие радионуклиды углерода-14 (преимущественно в форме CO<sub>2</sub>) и трития. Поступление в контур стенда дефектации радионуклида йод-129 не выявлено.

Включение в состав стенда дефектации модернизированной системы очистки газовоздушного потока от углекислого газа, содержащего углерод-14, позволило повысить точность определения объёмной бета-активности радионуклида криптон-85 с применением радиометров бета-излучения без привлечения дорогостоящей гамма-спектрометрической аппаратуры и, в целом, повысить надежность оценки степени негерметичности ОТВС ЯЭУ транспортного назначения с топливом дисперсионного типа.

#### Conclusions

To improve the validity of ex-core detection of failed SNF cladding, the paper's authors analyzed the inventory of beta emitting radionuclides that concurrently with krypton-85 escaped from SNF assemblies into the gas-air atmosphere of the leak-detection setup and invalidated results of krypton-85 beta activity measurements.

Data of beta-spectrometric and gas-chromatographic analysis of the gas-air atmosphere showed the occurrence of beta emitting carbon-14 (mainly in the form of  $CO_2$ ) and tritium radionuclides in the instrumentation channel of the setup. No release of iodine-129 into the instrumentation channel was observed.

Incorporation of a modified cleanup system to remove carbon dioxide containing carbon-14 from the gas-air flow in the leak-detection setup allowed for enhanced accuracy of krypton-85 beta activity measurements with beta radiation meters and without the need to use expensive gamma spectrometric equipment. Generally, this provided for a more accurate assessment of failure in spent dispersion fuel assemblies taken from nuclear propulsion reactors.

### Литература

- 1. Модернизация стенда дефектации ОТВС ЯЭУ транспортного назначения для идентификации микродефектов оболочек дисперсионных твэлов / Р.В. Фоменков, В.Н. Епимахов, Р.Э. Зинатуллин, А.А. Ефимов // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. 2022. № 4 (30). С. 31 40.
- Способ контроля герметичности оболочек твэлов отработавших тепловыделяющих сборок транспортных ядерных энергетических установок. Патент РФ № 2 622 107 / В.Н. Епимахов, В.Г. Ильин, О.Н. Саранча, Р.В. Фоменков, В.В. Четвериков, Ю.К. Корнев, М.С. Олейник. – 2017. – № 17.
- Совершенствование способов контроля радионуклидов йода в газообразных выбросах объектов атомной энергетики / Л.Н. Москвин, В.Н. Епимахов, В.В. Четвериков, М.С. Олейник, С.Г. Мысик // Радиохимия. – 2018. – Т.60, № 3. – С. 265–268.
- Method for iodine radionuclides separation from primary coolant samples / V.N. Epimarhov, S.N. Orlov, S.G. Mysik, D.S. Podshibyakin, R.V. Fomenkov, M.Yu. Skripkin // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2023. – V. 332. – P. 1767–1774.

УДК 621.039.7

#### DOI:10.34757/2414-1534.2023.4.34.003

#### Методы дезактивации больших объёмов радиоактивных бетонов

#### Н.И. Бушуев, В.М. Флоренский, А.Д. Новаков

ФГБОУ ВО «Национальный исследовательский Московский государственный строительный университет», Москва, Россия

#### Аннотация

Вывод атомных электростанций (АЭС) из эксплуатации – это сложный и ответственный процесс, который требует строго контролируемых шагов и мер безопасности. По официальным данным международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), доля реакторов возрастом 35 лет и старше в мире приближается к 60 % по состоянию на ноябрь 2023 года. Как правило, срок службы электростанций, построенных во второй половине XX века, составляет 30–40 лет. К концу проектного срока службы АЭС должна быть переведена в ядерно-безопасное состояние: необходимо утилизировать отработавшее топливо и облученные конструкции. В последние десятилетия наблюдается постоянное развитие и совершенствование технологий дезактивации в атомной энергетике, а также растущий интерес к их применению.

В статье представлен обзор ключевых процессов и методов дезактивации и утилизации радиоактивных отходов, используемых при выводе АЭС из эксплуатации.

Обсуждается целесообразность модернизации существующего химического метода дезактивации для дезактивации больших объёмов радиоактивных бетонов.

Ключевые слова: АЭС, методы дезактивации, вывод из эксплуатации, утилизация, радиоактивный бетон.

## Methods for decontamination of radioactive concrete in large amounts

N.I. Bushuyev, V.M. Florenski, A.D. Novakov

FSBEI HE "National Research Moscow State University of Civil Engineering", Moscow, Russia

#### Abstract

Decommissioning of nuclear power plants (NPP) is a complex and important process that requires strict supervision of activities and safety measures. In recent decades, there has been a continuous development and improvement of decontamination technologies in the nuclear power industry, as well as a growing interest in their application.

According to official data from the International Atomic Energy Agency (IAEA), the share of reactors aged 35 years and older in the world is approaching 60 % as of November 18, 2023. As a rule, the service life of power plants built in the second half of the 20th century is 30–40 years. By the end of the design life, NPPs should be put to a nuclear-safe state: spent fuel and irradiated structures must be disposed of. The article provides an overview of the key processes and methods of decontamination and disposal of radioactive waste during decommissioning of nuclear power plants.

The reasons for modification of the existing chemical decontamination method for treatment of large amounts of radioactive concrete are discussed.

Key words: NPP, decontamination methods, decommissioning, disposal, radioactive concrete.

#### Обзор существующих методов дезактивации радиоактивных отходов

Современные АЭС спроектированы и строятся с учетом их долгосрочной эксплуатации, которая может составлять 40–60 лет и более. Срок эксплуатации АЭС после истечения этого времени может быть продлен, либо объект в соответствии с законодательством и стандартами безопасности должен быть выведен из эксплуатации. Это решение может зависеть от многих факторов, включая техническое состояние оборудования, экономические обстоятельства и политические решения.

Значительное количество твёрдых радиоактивных отходов, образующихся в процессе вывода АЭС из эксплуатации, представляют загрязнённые строительные материалы, главным образом бетоны [1].

Для дезактивации радиоактивных бетонов разработаны различные методы и технологии, которые могут быть использованы в зависимости от вида и активности излучений. К основным методам дезактивации бетонов можно отнести следующие [2, 3]:

- физическая обработка механическое измельчение бетона этот процесс может включать в себя дробление, измельчение и сортировку бетонных отходов, для уменьшения размеров частиц и равномерного распределения радиоактивных загрязнений;
- термическая обработка высокая температура может разрушать радиоактивные загрязнения на элементах конструкций или обеспечивать их фиксацию в бетонной матрице. Этот метод называется пиролизом;
- химическая обработка химические методы могут включать в себя промывку бетона специальными реагентами, которые способствуют выщелачиванию или вымыванию радиоактивных загрязнений из материала.

Нарастающий объём радиоактивных отходов в процессе вывода АЭС из эксплуатации в связи решением ряда стран ЕС отказаться от своей атомной программы ставит серьёзные задачи перед инженерами и специалистами, разрабатывающими технологии дезактивации. Это прежде всего связано с большим количеством материалов, требующих утилизации при выводе из эксплуатации объектов атомной промышленности.

Прежде чем описать инновационные методы утилизации, стоит упомянуть про использующиеся способы утилизации радиоактивных отходов. В первую очередь это сортировка РАО по видам с целью их различной утилизации (рис.1) [4, 5].



Рис. 1. Типы отходов, образующихся при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) [5]

Высокоактивные РАО перевозятся в пункты захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО), это включает в себя затраты на разукрупнение и транспортировку конструкций. При этом, зачастую, требуется возведение и оборудование мест захоронения и обеспечение соответствующей охраны этих зон в соответствии с нормами по обеспечению безопасности. Ввиду достаточно резкой смены курса в энергетической политике ряда стран (отказ Бельгии, Италии, Германии, Испании и других стран от атомной энергетики), заранее не было предусмотрено и построено достаточного количества соответствующих комплексов для захоронения высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов.

Менее радиоактивные материалы, в частности рассматриваемые в статье бетоны, измельчаются физическим способом и используются в качестве крупных наполнителей при строительстве дорог.

#### Способы дезактивации бетонов

Радиационная коррозия бетона имеет поверхностный характер [2] (рис. 2). Так, если глубина проникновения в почву составляет ~5 см, то толщина снимаемого слоя грунта, обеспечивающая эффективную дезактивацию, составляет 10 см. Для бетона глубина проникновения и толщина снимаемого слоя составляют соответственно 0.5 и 1 см [6]. Большинство методов дезактивации нацелены только на дезактивацию поверхности бетона. Например, комплекс дезактивации бетонных и металлических конструкций VAC-PAC, предназначенный для механической дезактивации, имеет глубину обработки – 25 мм [7].

В 2024 году в Томском политехническом университете будет апробирована установка для дезактивации загрязненного бетона. Разработанный метод позволяет снимать слои бетона от 5 мм и больше [8].

Для обеспечения возможности повторного использования незараженных частей бетонных конструкций необходимо избавиться от той части объёма, которая представляет радиационную опасность для окружающей среды (рис. 2).



Рис. 2. Дезактивация бетонной стены толщиной 600 мм, снимаемый слой бетона 10 мм [6]

#### Химический метод очистки бетона от поверхностного радиоактивного слоя

Рассматриваемый далее способ относится к модернизации химического метода очистки бетона от радиоактивного слоя [6].

Существует достаточно много способов очистки поверхностного слоя, различающихся типом очищаемого материала (бетон, металл и др.) [8]. Как и для электрокинетического способа (рис. 3) [1], так и для многих других связанных с химическим методом, требуется некоторый объём, в котором можно было бы разместить очищаемое изделие. При этом максимальные размеры очищаемых изделий ограничиваются габаритами используемых для дезактивации ванн. В [6] для дезактивации крупногабаритных объектов используют ванну с габаритами 4.8×0.6×0.75 м.



Рис. 3. Схема электрокинетической ячейки для электрокинетического способа дезактивации: 1 – отходы; 2 – насос; 3 – анодная камера; 4 – анод; 5 – диафрагмы; 6 – катод; 7 – катодная камера; 8 – ячейка; 9 – буферные емкости [1]

В качестве варианта дезактивации больших объёмов радиоактивного бетона можно использовать большинство химических способов дезактивации (ванный способ, ультразвуковая дезактивация, дезактивация гелями, дезактивация пенами, пароэмульсионный способ, травление реагентами, физико-химическая (гидромеханическая) дезактивация, электрокинетический способ и др.) [9]. Технологии химической дезактивации рассчитаны на существенно меньший объём радиоактивного бетона по сравнению с тем количеством, которое остается после вывода из эксплуатации АЭС и объектов радиохимических отраслей.

Модернизация перечисленных выше химических способов дезактивации заключается в увеличении размеров ванны с использованием пригодных для проведения дезактивации существующих объектов атомной отрасли. Такими объектами могут послужить брызгальные бассейны при условии их частичной модернизации и дополнительного оснащения различным оборудованием, необходимым для того или иного способа дезактивации. При проведении дезактивации эффективнее использовать дробленный бетон, так как им можно заполнить весь рабочий объём бассейна.

В соответствии с принципиальной схемой, представленной на рис. 4, для оборудования бассейна дезактивации могут понадобиться:

- системы защиты рабочей зоны;
- буферные емкости в виде баковых хозяйств;
- насосы для функционирования системы.



Рис. 4. Принципиальная схема дезактивации бетонов на основе брызгального бассейна:

дробленный бетон из реакторного отделения; 2 – водонагреватель;
 3 – циркуляционный насос; 4 – резервуар из нержавеющей стали;

#### 5 – вакуум-выпарная установка

#### Преимущества способа

- возможность обработки больших объёмов радиоактивного бетона, так как бассейн (рис. 4), в котором будет происходить его дезактивация, уже построен, как базовая технологическая инфраструктура;
- уменьшение времени строительства, за счет модернизации уже построенных строительных объектов и ресурсов, необходимых для транспортной инфраструктуры, так как при строительстве любой АЭС строятся ж/д пути и автомобильные дороги;
- благодаря непосредственной близости объекта к предполагаемому месту проведения работ уменьшаются затраты на: транспортировку отходов, изготовление и транспортировку необходимых деталей за счет близости цехов подготовки и сопровождения производств, геодезические и геологические исследования;
- возможность повторного использования получившихся после дезактивации бетона в строительных целях.

#### Недостатки способа

- необходимость адаптации бассейна под конкретные требования вышеперечисленных методов;
- большие потери реагентов вследствие больших физических размеров ванны (70×60×6 м);
- далеко не все бассейны подойдут для переоборудования их в ванны для дезактивации бетона.

#### Предварительное расчётное обоснование эффективности модернизированного метода дезактивации

Исходные данные (на примере проекта «Курская АЭС-2») для расчёта эффективности:

- объём бассейна V<sub>бас</sub> 24 276 м<sup>3</sup>;
- марка бетона B22.5 (M300);
- усреднённая толщина бетона d 0.6 м.
- соотношение необходимого дезактивирующего раствора на килограмм бетона 3.5 л/кг [1];

- требуемая для дезактивации концентрация раствора карбоната натрия: 0.2 М [10];
- коэффициент разрыхления дробленного бетона  $K_p 2;$
- расход раствора карбоната натрия Q = 0.1 объёма бассейна в час [10].

Для оценки эффективности метода нужно привести имеющиеся исходные данные к единицам измерения, принятым при оценке эффективности (в нашем случае это оценка эффективности отчистки 1 м<sup>2</sup> загрязненной поверхности). Для этого необходимо найти общую обрабатываемую площадь бетона *S* при полной загрузке бассейна дробленым бетоном при плотности сложения 0.5:

$$S = \frac{V_{\delta ac}}{d} = \frac{24276}{2 \cdot 0.6} = 20230 \text{ m}^2$$
 (1)

Процесс дезактивации будет продолжаться t = 71 час при температуре раствора +85 °С [10]. Следовательно, скорость (производительность  $v_1$ ) дезактивации составляет:

$$v_1 = \frac{S}{t} = \frac{20230}{71} = 284.93 \frac{M^2}{4}$$
 (2)

Общая масса карбоната натрия, необходимого для дезактивации при полной загрузке бассейна, составляет:

$$V_{\delta ac} \cdot \mathbf{Q} \cdot t \cdot m \cdot k = 24\ 276 \cdot 0.1 \cdot 71 \cdot 0.0212 \cdot 0.5 = 1\ 827\ \mathrm{kr}$$
(3)

где

*m* – масса карбоната натрия в 1 литре раствора (0.0212 кг);

*k* – отношение объёма раствора к общему содержимому бассейна:

$$k = \frac{1}{K_p} = \frac{1}{2} = 0.5.$$
(4)

Стоимость 1 кг карбоната натрия согласно открытым источникам составляет примерно 25 руб. Тогда стоимость поставки карбоната натрия (необходимого для создания дезактивирующего раствора) без учета транспортировки составляет:

$$1\ 827 \cdot 25 = 45\ 675\ \text{py6}.\tag{5}$$

Исходя из метода, представленного в работе [10], для дезактивации бетона химическим способом необходимо прокачивать от 0.8–0.18 объёма бассейна в час. При объёме бассейна  $V_{\delta ac} = 24\ 276\ \text{м}^3$  необходимый расход раствора составит:

$$V_{\delta ac} \cdot \mathbf{Q} \cdot k = 24\ 276 \cdot 0.1 \cdot 0.5 = 1\ 213.8\ \mathrm{m}^{3/\mathrm{P}}.$$
(6)

Исходя из данных потребностей понадобится шесть насосов с номинальным расходом 200 и максимальным расходом 240 м<sup>3</sup>/ч.

Цена шести насосных агрегатов составляет 1 356.42 тыс. руб.

Поддержание оптимальной температуры раствора при дезактивации обеспечивает водонагреватель, способный нагревать 1 213.8 м<sup>3</sup> перекачиваемого раствора в час. Для этих целей, например, подойдет водонагреватель комбинированного нагрева «РусИнж КНБ-Э 850 л.», способный нагревать 1 520 м<sup>3</sup>/ч. Цена агрегата 585 тыс. руб.

Выпаривание раствора обеспечивается вакуум-выпарной установкой объёмом – 8000 литров и стоимостью – 7020 тыс. руб. С использованием этой установки можно
значительно уменьшить объёмы ЖРО, получившихся в ходе дезактивации (согласно [5] выпаривание отработавшего раствора является минимизацией образования РАО, что является приоритетной задачей при выводе ОИАЭ из эксплуатации).

Используемый при дезактивации резервуар из нержавеющей стали выполняет роль буферной ёмкости. Для рассматриваемого случая понадобится 10 резервуаров объёмом 150 м<sup>3</sup> с общей стоимостью – 60 000 тыс. руб.

Таким образом общая стоимость  $P_1$  агрегатов и материалов, необходимых для рассматриваемого метода дезактивации, составляет 69 007.095 тыс. руб. Сравним её со стоимостью  $P_2$ использования комплекса дезактивации бетонных и металлических конструкций «VAC-PAC», которая варьируется в пределах 130÷150 тыс. долларов США. Таким образом при курсе доллара на момент подготовки статьи (ноябрь 2023 года) стоимость  $P_2$  использования комплекса «VAC-PAC» составит от 11531 тыс. руб. до 13 305 тыс. руб.

Производительность комплекса «VAC-PAC» составляет  $v_2 = 18 \frac{M^2}{M}$ .

Сравним стоимость переработки 1 м<sup>2</sup> РАО с использованием модифицированного химического метода и комплекса дезактивации «VAC-PAC»:

$$R_1 = \frac{P_1}{v_1} = \frac{69007.095}{284.93} = 242.19 \text{ тыс.руб.}$$
(7)

$$R_2 = \frac{P_2}{\nu_2} = \frac{11531}{18} \div \frac{13305}{18} = 641 \div 739.17 \text{ тыс.руб.}$$
(8)

$$R_1 < R_2 \tag{9}$$

Таким образом из приведённых выше расчётов следует, что предлагаемый метод модифицированной химической дезактивации является более выгодным по сравнению с использованием комплекса дезактивации «VAC-PAC».

Необходимо отметить, что при сравнении эффективности метода модифицированной химической дезактивации и комплекса дезактивации «VAC-PAC» авторами не учитывался ряд факторов, актуальных при их использовании.

Преимуществами комплекса дезактивации «VAC-PAC», по сравнению с представленным модифицированным химическим методом дезактивации, являются его мобильность, удобство и гибкость применения (в состав комплекса «VAC-PAC» входит несколько модулей, подходящих для различных сценариев использования).

В представленном выше расчете стоимости использования метода модифицированной химической дезактивации не учитывались затраты на демонтаж бетона и снятие поверхностного слоя, упаковку и транспортировку бетона, монтаж и электропотребление оборудования.

Более точная оценка эффективности использования метода модифицированной химической дезактивации и комплекса «VAC-PAC» требует учета указанных выше факторов.

# Заключение

Для применения в промышленных масштабах модернизированный в объёмах химический метод с использованием бассейнов дезактивации может дополнить физические методы, созданные по принципу непосредственного воздействия на радиоактивные изделия, требующие дезактивации.

Использование существующих сооружений на ОИАЭ, их реконструкция и адаптация для проведения химической дезактивации позволит существенно сократить расходы на проектирование и создание отдельных комплексов по дезактивации.

Предложенный метод требует детального экономического обоснования, но по приведенным в статье предварительным расчётам, может рассматриваться в качестве альтернативы уже существующим дорогостоящим методам дезактивации.

При дезактивации бетонных конструкций и изделий в промышленных масштабах метод модифицированной химической дезактивации призван стать лидером в своей области ввиду отсутствия ограничений по объёму утилизируемых продуктов.

# Conclusions

A modified chemical decontamination method is developed that is intended for industrial-scale applications and is based on using decontamination pools. The method can supplement physical methods that directly act on radioactive articles requiring decontamination.

Existing structures at nuclear facilities can be adapted or dedicated structures can be built for the decommissioning purposes, thus saving costs for design and construction of special decontamination systems.

The proposed method requires a detailed economic evaluation; however, preliminary calculations presented in the paper demonstrate that this method can be considered as an alternative to currently used expensive decontamination methods.

The method is expected to become a leading approach in decontamination of concrete structures and articles on an industrial scale because it does not put limits on amounts of waste to be disposed of.

### Литература

- 1. Дезактивация радиоактивного бетона / А.Ю. Юрченко, Ю.В. Карлин, А.Н. Николаев, О.К. Карлина, А.С. Бариновю М.: МосНПО «Радон».
- 2. *Кулагина Т.А.* Способы дезактивации поверхностей с радиоактивным загрязнением / Т.А. Кулагина Т. А., В.В. Шеленкова // Журнал Сибирского федерального университета. Техника и технологии. 2017. Т. 10, № 3. С. 352–363.
- 3. Оценка возможности дезактивации бетона от <sup>137</sup>Сs реагентным методом / А.Н. Николаев [и др.] //Атомная энергия. 2012. Т. 112. № 1. С. 45–49.
- 4. *Осколков Б.Я*. Обращение с радиоактивными отходами в первый период аварии на ЧАЭС. Обзор и анализ: сборник. Киев: АОЗТ «Сильвер Полиграф».
- Вывод из эксплуатации ядерных объектов: Бюллетень МАГАТЭ [Электронный реcypc]. – 2023. – Апрель. – URL: <u>https://www.iaea.org/sites/default/files/23-01076rbulle</u> <u>tinmarchdecomissioning.pdf</u> (дата обращения: 17.10.2023).
- 6. Зимон А.Д. Дезактивация / А.Д. Зимон, В.К. Пикалов. М.: ИздАТ, 1994. С. 116.

- 7. Комплекс дезактивации бетонных и металлических конструкций VAC-PAC: презентация ГУП МосНПО «РАДОН» [Электронный pecypc]. URL: <u>https://radon.ru/files/images/VAC-PAC2.pdf</u> (дата обращения: 21.11.2023).
- Томский политех в 2024 году опробует установку для дезактивации загрязненного РАО бетона: статья от 28.02.2023 // Интерфакс. Образование [Электронный pecypc]. – URL: <u>https://academia.interfax.ru/ru/news/articles/9969/</u> (дата обращения: 17.10.2023)
- 9. Гавриш В.М. Основы технологии дезактивации: учеб. пособие / В.М. Гавриш, Н.М. Дербасова. Севастополь: СевГУ, 2017. 316 с.
- 10. Юрченко А.Ю. Экстрагирование изотопов радия, урана и плутония из измельченных радиоактивных строительных материалов / А.Ю. Юрченко, Ю.В. Карлин. М.: ГУЛ МосНПО «Радон», 2012.

# Системный подход к учету старения атомных электростанций

Е.Г. Дорохова, П.Б. Стрелков, Д.В. Силаев, О.Л. Яковлева

АО «Атомэнергопроект», Москва, Россия

#### Аннотация

Настоящая статья является второй в серии публикаций, посвященных системе управления старением атомных станций (АЭС) Российской Федерации. В первой статье были приведены исторические и нормативные предпосылки для разработки системы управления и учета старения АЭС. В данной работе уточняется терминология и иерархия объектов управления ресурсом с учетом старения. Также приводятся особенности учета ресурса и старения оборудования на каждом этапе жизненного цикла АЭС, систематизируются параметры старения и обозначаются подходы к декомпозиции задачи учета старения системы, конструкций, компонентов и деталей.

**Ключевые слова**: атомная станция, ресурс оборудования, учет старения, системы, конструкции, компоненты и детали, деградация материалов.

# A systematic approach to aging analysis of nuclear power plants

E.G. Dorokhova, P.B. Strelkov, D.V. Silaev, O.L. Yakovleva

JSC «Atomenergoproect», Moscow, Russia

## Abstract

This article is a second one in a series of publications dedicated to an aging management system of nuclear power plants in the Russian Federation. The first article presented historical and regulatory prerequisites for development of a system for management and analysis of nuclear power plant aging. The article clarifies terms and hierarchy of lifecycle management objects considering aging effects. Characteristics of equipment life cycle and aging analysis at each stage of a nuclear power plant life cycle are also disclosed, aging parameters are systematized and approaches to decomposition of the problem of aging analysis of a system, structure, component, and part are proposed.

**Key words**: nuclear power plant; equipment life cycle; aging analysis; systems, structures, components, and parts; degradation of materials.

### Введение

В обеспечении надёжности, безопасности и готовности (НБГ) систем атомной станции (АЭС) основную роль играет необходимый и достаточный ресурс конструкций, компонентов и деталей систем энергоблоков. Сохранение и экономия ресурса оборудования и конструкций (ОиК) зависит от решения задачи замедления старения оборудования, поскольку в общем случае старение характеризуется деградацией проектных свойств и накоплением повреждений первоначальной структуры материала объекта.

Настоящая статья продолжает серию публикаций [1], посвященных системе управления старением АЭС Российской Федерации. В первой статье были приведены исторические и нормативные предпосылки для разработки системы управления и учета старения АЭС. Сейчас предлагается обратить внимание на другие аспекты проблемы. Вопросы учета эффектов старения при эксплуатации АЭС не являются абсолютно новыми для российской атомной

отрасли [2], однако в подавляющем большинстве публикаций они носят качественный и декларативный характер, в то время как количественный подход только зарождается и его устойчивые формы не найдены.

# Пояснение терминов. Иерархия объектов управления ресурсом с учетом старения

Представляется целесообразным установить иерархические взаимосвязи между составными частями объекта управления ресурсом (рис. 1) для того, чтобы завершить продолжительную терминологическую дискуссию относительно того, какое название объекта должно считаться правильным: «конструкция, система, компонент (КСК)», встречающееся, например, в [3] или «конструкция, система, элемент (КСЭ)», используемое в [4]. Этот вопрос оказался запутанным из-за особенностей перевода, а также того, что термины «компонент» и «элемент» считаются в современном языке синонимами. Однако, если слово «компонент» означает просто составную часть чего-либо, то слово «элемент», также являясь «составной частью», несет дополнительную смысловую нагрузку, «первоосновы, неделимой части», которая добавляет этому термину некоторый философский шарм.



Рис. 1. Иерархия объектов управления ресурсом

Например, система питательной воды (LAA, LAB, LAC) выполняет проектную функцию подачи питательной воды в парогенераторы из деаэраторов, которые, наряду с трубопроводами, арматурой, насосами являются элементами системы, когда речь идет о системе в целом. Но когда рассматривается отдельный серийно выпускаемый деаэратор питательной воды (LAA10BB001), то есть часть системы, имеющая свою собственную функцию и способная ее выполнять при перемещении в другую систему (но не отдельно от какой-либо системы). Два этих признака позволяют отнести деаэратор к категории «компонент» и это согласуется с принципами МАГАТЭ [5]. К категории «конструкция» относятся пассивные элементы системы, предназначенные для защиты персонала АЭС и населения от вредного воздействия

радиации, такие как защитные стены, гражданские здания и сооружения, а также трубопроводы. Отличительной чертой конструкции является невозможность изъятия данного элемента из системы без нарушения ее целостности, так как монтаж конструкции при строительстве часто осуществляется «по месту».

Для того, чтобы уйти от многозначности в терминологии, целесообразно пользоваться словом «деталь» для обозначения минимальной и неделимой, но технически значимой и самостоятельной части компонента, не имеющей отдельной функции, а слово «элемент» применять безотносительно к техническому смыслу при описании системы, как совокупности своих составных частей. И компонент, и конструкция в общем случае состоят из деталей. Примечательно, что в контексте старения, упоминание «детали» крайне важно, так как работоспособность детали находится в основе работоспособности и безотказности как конструкции и компонента, так и системы в целом.

В [4] определено понятие «система (система АЭС)» как совокупность элементов АЭС, предназначенных для выполнения заданных функций. Очевидно, рассматриваемые системы АЭС обладают необходимыми признаками, а именно:

- имеют взаимосвязанные составные части и иерархическую структуру;
- обладают системными свойствами, несводимыми к свойствам подсистем;
- имеют связи с окружающей средой, т.е. могут управляться извне;
- подчинены некоторой цели и функции;
- обладают целостностью и ограничены в пространстве.

Таким образом, учитывая, что термин «система» применительно к АЭС обозначает управляемый комплекс оборудования, выполняющий определенную проектом функцию, включающий в себя активные компоненты и пассивные конструкции, состоящие из деталей, связанных между собой соединениями, мы получаем обобщенный объект «система, компонент, конструкция, деталь» (далее СККД), соответствующий смысловой иерархии элементов АЭС.

Термин «Управление» применительно к ресурсу АЭС разобран на рис. 2.



Рис. 2. Функции управления ресурсом АЭС и учета старения

# Ресурс и старение оборудования на каждом этапе жизненного цикла АЭС

Старение материалов СККД представляет собой необратимый естественный процесс изменения и, чаще всего, ухудшения свойств объекта с течением времени и под воздействием вредных факторов (ВФ). При отсутствии нештатных и аварийных событий старение является основным фактором исчерпания ресурса ОиК АЭС.

Ресурс СККД определяется на этапе проектирования и конструирования при выборе материалов и конфигурации конструкции и должен обеспечивать сроки службы, назначенные в техническом задании на сооружение АЭС для реакторной установки, строительных конструкций и энергоблока в целом.

Из-за того что траектория старения материала, то есть множество количественных значений показателей состояния СККД в эксплуатации от начального до предельного состояний включительно чаще всего неизвестна (в [6] термин *траектория старения* относится к кабельным изделиям, но его логично распространить без потери общности и на остальные СККД), гарантией долговечности объекта являются консервативные решения. Избежать избыточного консерватизма при проектировании в настоящее время не позволяет дефицит сведений о поведении материала СККД под воздействием ВФ на разных этапах жизненного цикла.

При изготовлении, строительстве и монтаже СККД задачей должно являться обеспечение соответствия реального ресурса СККД заданному на этапе конструирования, что может быть достигнуто выполнением программы обеспечения качества, поскольку при данных работах не исключены отступления от проекта, вызванные как объективными обстоятельствами, так и ошибочными действиями персонала. Любые отступления от проектных требований должны быть проанализированы с точки зрения возникающих рисков и снижения НБГ. Также при отступлениях от проекта могут возникать зоны ускоренной деградации свойств материалов СККД.

В течение последующих этапов жизненного цикла, начиная с момента установления первоначальных значений свойств СККД, их ресурс может только исчерпываться и уменьшаться до тех пор, пока не станет равен нулю. Это справедливо даже при ремонте, или частичной замене СККД, поскольку в целом до первоначального состояния ресурс энергоблока АЭС восстановлен быть не может из-за того, что пока ремонтируются и заменяются одни СККД, другие, состояние которых пока признано соответствующим нормативам, продолжают стареть (рис. 3).

Таким образом, после проведения ремонта вероятность отказа компонента снижается, однако достижение исходного уровня вероятности возникновения отказа не происходит из-за необратимых процессов деградации металла и возможной остаточной дефектности СККД [2]. При этом экономия ресурса объекта из-за снижения скорости старения системы в целом увеличивает долю ресурса для сопротивления деградации по другим причинам.

Оценка и контроль деградации свойств и износа СККД производится с тем, чтобы выявить корреляцию колебаний скорости деградации и изменения влияющих на объект факторов, с заданной вероятностью спрогнозировать и установить момент превышения ею расчетного значения, после чего принять разработанные корректирующие меры, к которым относятся как ремонт выявленных дефектов по результатам неразрушающего контроля, так и замена, если оборудование относится к категории заменяемого.





ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯЭУ / № 4 (34) / 2023

Во время эксплуатации исходный уровень вероятности разрушения СККД вследствие развития различного рода процессов повреждения материала рассматриваемого компонента будет увеличиваться. Критическая поврежденность объекта в случае износа или критическая деградация свойств материала характеризуют достижение объектом предельного состояния вследствие старения, когда возможность снижения вероятности отказа за счет ремонта исчерпывается, а вероятность разрушения стремится к максимуму, в связи с чем наступает окончательное исчерпание времени эксплуатации СККД.

Поскольку скорость исчерпания ресурса оборудования при отсутствии аварий прямо зависит от скорости старения, то управление ресурсом заключается в управлении факторами, влияющими на скорость деградации свойств СККД в течение жизненного цикла в плане поддержания ее на уровне, не превышающем расчетный. При анализе воздействия ВФ на работоспособность оборудования на стадии проекта крайне важно классифицировать факторы и выделить те из них, влияние которых поддается коррекции.

### Параметры процесса старения оборудования и конструкций АЭС

### Вектор старения

Поскольку процесс накопления данных о свойствах объекта носит дискретный характер, и мы можем оперировать только наблюдаемыми величинами, представим, что упорядоченная совокупность измеряемых параметров материала, в момент наблюдения  $t_i$  формирует вектор свойств  $\overline{X(t_i)}$  размерностью k. Логично в качестве элементов вектора свойств использовать независимые друг от друга ресурсные характеристики объекта, заметно реагирующие на ВФ. Размерность вектора свойств может быть произвольна, но на практике достаточно k = 3или k = 4.

За промежуток времени между наблюдениями  $\Delta t_i$  под воздействием ВФ параметры материала изменяются и вектор свойств  $\overline{X(t_{i-1})}$  преобразуется в  $\overline{X(t_i)}$  (см. рис. 4). Для того, чтобы <u>уйти</u> от размерности и привести элементы векторов к единому масштабу, нормируем их на  $\overline{X(t_0)}$ , который представляет собой вектор свойств материала до ввода в эксплуатацию в момент  $t_0$ .



Рис. 4. Схема формирования траектории старения

Обозначим разность (1) представляющую собой изменение вектора свойств как *вектор старения* (BC) –  $\overline{X_a(t_i)}$ . В данном случае и ниже индекс «*a*» означает «*aging*» – старение.

$$\overline{X_a(t_i)} = \overline{X(t_i)} - \overline{X(t_{i-1})}, \qquad (1)$$

Модуль разности векторов  $\overline{X(t_i)}$  и  $\overline{X(t_{i-1})}$  (2) определяет длину ВС.

$$\left|\overline{X_{a}(t_{i})}\right| = \left|\overline{X(t_{i})} - \overline{X(t_{i-1})}\right| = \sqrt{(X_{1}(t_{i}) - X_{1}(t_{i-1}))^{2} + (X_{2}(t_{i}) - X_{2}(t_{i-1}))^{2} + \dots + (X_{k}(t_{i}) - X_{k}(t_{i-1}))^{2}}$$
(2)

Помимо длины BC определяется направлением, которое зависит от угла  $\varphi_a$  между  $\overline{X(t_i)}$  и  $\overline{X(t_{i-1})}$ , имеющего смысл величины отклонения характера процесса старения от равномерного и стационарного, при котором все свойства объекта при одинаковом воздействии меняются одинаково.

Угол  $\varphi_a$  определяется следующим образом:

$$\cos\varphi_{a} = \frac{(X_{1}(t_{i}) \cdot X_{1}(t_{i-1}) + (X_{2}(t_{i}) \cdot X_{2}(t_{i-1}) + \dots + (X_{k}(t_{i}) \cdot X_{k}(t_{i-1})))}{\sqrt{X_{1}(t_{i})^{2} + X_{2}(t_{i})^{2} + \dots + X_{k}(t_{i})^{2} \cdot \sqrt{X_{1}(t_{i-1})^{2} + X_{2}(t_{i-1})^{2} + \dots + X_{k}(t_{i-1})^{2}}}$$
(3)

#### Скорость старения

За одинаковые промежутки времени свойства материала СККД в данном случае выражаемые через вектор свойств могут изменяться в разной степени в зависимости от интенсивности внешних факторов. В связи с этим целесообразно рассмотреть параметр процесса, связывающий величину изменений свойств с временем, за которое они происходят. Используя аналогии, назовем его *скоростью старения*.

Среднюю скорость старения можно оценить, как отношение длины BC в моменты времени  $t_{i-1}$  и  $t_i$  к промежутку времени между наблюдениями  $\Delta t_i$ :

$$V_a(t_i) = \frac{\Delta \left| \overline{X_a(t_i)} \right|}{\Delta t_i} \,. \tag{4}$$

На рис. 4 также показан оператор обобщенного воздействия факторов (ООВФ)  $Infl_i^{\Sigma}$ , изменяющий свойства СККД, за которыми ведется наблюдение, за время  $\Delta t_i$ :

$$Infl_i^{\Sigma}\left(\overline{X(t_{i-1})}, \Delta t_i\right) = \overline{X(t_i)} .$$
<sup>(5)</sup>

Детерминированный вид ООВФ не определен, зависит от параметров воздействия и требует исследования, однако в графическом виде он обеспечивает изменение длины вектора свойств на  $\overline{X_a(t_i)}$  и поворот его на угол  $\varphi_a$ .

### Траектория старения

Вводя ВС, определяемый длиной  $\overline{X_a(t_i)}$  и углом отклонения  $\varphi_a$  ВС текущего процесса старения от равномерного и стационарного, можно графически представить поведение СККД, соединив точки с координатами ( $|\overline{X_a(t_i)}|$ ,  $V_a(t)$ , сов  $\varphi_a$ ) в пространстве состояний СККД, полученные через промежутки времени  $\Delta t_i$ . Образовавшаяся линия обобщенно характеризует процесс старения СККД АЭС.

Таким образом, основным параметром процесса старения материала является *траектория старения*, которая представляет собой зависимость длины вектора старения от скорости ее изменения.

В настоящее время проводятся исследования материалов СККД на разной стадии модельного старения. Также ведется работа по систематизации и структурированию имеющихся результатов и формирование базы данных по свойствам материалов разных групп объектов (тепломеханическое оборудование, строительные конструкции, электротехническое оборудование), которые планируется в будущем использовать для построения и обоснования моделей процесса старения СККД АЭС и его параметров.

### Декомпозиция задачи учета старения СККД

Задача учета старения очевидным образом распадается на несколько подзадач, к которым относятся приведенные ниже. Их последовательное решение должно дать возможность приступить к моделированию и прогнозированию технического состояния ОиК при управлении ресурсом с учетом старения.

### Анализ данных

Анализ данных позволяет понять причины событий и оценить их вероятности для того, чтобы выявить:

- тенденции и закономерности в том числе периодические;
- корреляции, которые указывают на возможные причинно-следственные связи между событиями;
- ограничения, риски и связанные с ними неопределенности, изучение которых позволит сформировать приоритеты в выборе элементов и зон СККД для мониторинга и контроля, а также изыскать пути их минимизации.

К собираемым данным следует относить проектную и конструкторскую документацию; результаты выходного контроля изделий при производстве, сведения об изменениях проекта при строительстве и монтаже; результаты и заключения предэксплуатационного и эксплуатационного неразрушающего контроля и диагностики, мониторинга, сведения журналов ТОиР, информацию АЭСУ ТП и т.п. Важным направлением деятельности в области УС является обнаружение ошибочных решений, анализ монтажных схем и наблюдение за состоянием выявленных зон и СККД. Такой подход позволит оптимизировать издержки, связанные с избыточным надзором.

Выявление «узких мест» как при проектировании, так и при эксплуатации является отдельной задачей, сложность которой обусловлена тем, что процедура оценки и анализа информации, в основе которой должны находятся алгоритмы, реализующие математикостатистические методы, а также методы нечеткой логики и нейросетей, должна быть стандартизирована и унифицирована, с минимальным применением экспертных методов и интуитивного человеческого фактора.

### Оценка вероятности и последствий ускоренного старения для разных СККД, а также их влияния на НБГ

Решение данной подзадачи заключается в классификации и выделении категорий рисков по значимости, возникающих при старении конкретной СККД.

### Изучение механизмов старения и деградации свойств материалов СККД под влиянием вредных факторов

В частности, необходимым является отслеживание в системах переходных процессов и их динамических характеристик, так как эти явления становятся инициаторами ускоренного старения СККД. Эти данные необходимо использовать для моделирования режимов ускоренного старения при исследованиях материалов. Решение данной подзадачи должно привести к установлению вида ООВФ.

## Формирование цикла моделирования процесса старения СККД. Построение траекторий старения

Применение моделей на основе данных (статистические модели), игнорирующих физическое описание процессов и использующих эмпирически установленные связи

между наблюдениями и неисправностями (повреждениями), часто основано на процедурах машинного обучения. Безусловно, возможности применения этой категории моделей требует пристального изучения. Но есть и сомнения по поводу того, насколько такие модели являются гибкими, адаптируемыми к процедурам масштабирования, а прежде всего, применимыми для широкого списка разнообразных материалов, оборудования и процессов.

Моделирование процессов старения в этом случае серьезно затрудняется дефицитом данных о свойствах материалов, в особенности подвергшихся эксплуатационным нагрузкам и влиянию вредных факторов (см. рис 5).



Рис. 5. Цикл моделирования траектории старения

В ходе выполнения НИОКР «Разработка системы по управлению старением конструкций, систем и элементов на всех этапах жизненного цикла энергоблоков АЭС в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ...», выполняющейся с 2020 по 2024 год, осуществляется первый цикл моделирования и исследуется ряд материалов, наиболее часто используемых для изготовления и сооружения объектов АЭС разных классов [1].

Характер получаемых зависимостей определяется прежде всего лабораторным способом проводимых ускоренных испытаний и должен быть проверен и оценен в условиях практического («заводского», «станционного») применения.

Цикл моделирования должен повторяться до того момента, когда внесение новых данных на входе модели не приводит к существенным изменениям (в пределах заданной статистической погрешности) результатов на выходе. Полученные модели должны быть верифицированы в соответствии с принятыми методиками.

### Предупреждение преждевременного старения СККД и планирование состояния СККД

Оценка технического состояния в процессе эксплуатации является традиционным элементом программы управления ресурсом с учетом старения СККД АЭС [7].

Методы анализа накопления повреждений, возникающих при старении СККД, являются специфическими и особыми отраслями знаний, связанными с материаловедением и вопросами надёжности.

Прогноз основывается на подтвержденных опытом знаниях о физико-химических процессах развития повреждений разного вида, характерных для СККД, и среды его (их) применения, а предиктивные технологии используют нечеткую логику и методы искусственного интеллекта.

Показателем, который в таком случае будет считаться главным (исходным, но не единственным) для оценки результативности и экономической эффективности системы управления ресурсом с учетом старения, возможно считать повышение коэффициента готовности [8, 9].

### Выводы

Целью учета старения СККД является прогноз технического состояния объекта, необходимый для обоснования достаточного ресурса СККД на весь срок службы. При этом выбор технологий управления может быть сведен к поиску оптимума с учетом затрат на моделирование и прогнозирование, с одной стороны, а также точности прогнозирования и оценки его практической полезности для принятия решений с учетом скорости прогнозирования и горизонта прогнозирования, с другой стороны.

Для выполнения требований к безопасности АЭС необходимо систематическое проведение научных и прикладных разработок по анализу и снижению вероятностей катастроф и рисков.

Моделирование процессов старения серьезно затрудняется дефицитом данных о свойствах материалов, в особенности подвергшихся эксплуатационным нагрузкам и влиянию вредных факторов.

Работа выполнена в рамках федерального проекта «Разработка новых материалов и технологий для перспективных энергетических систем» Комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии 2021–2024 годы»<sup>1</sup>.

### Conclusions

The aging analysis of a system, structure, component, and part (SSCP) is aimed at predicting the condition of a management object. Prediction is necessary for verifying that SSCP will remain durable for the intended service life. Management technologies can be selected by seeking for an optimum in terms of modeling and prediction costs, on the one hand, and prediction accuracy and practical utility for decision-making with consideration of prediction rapidness and horizon, on the other hand.

Systematic conduction of science and applied research on disaster and risk probability reduction and analysis is necessary to satisfy NPP safety requirements.

Modeling of aging processes is seriously hampered by lack of data on the properties of materials, especially those exposed to operating conditions and harmful environments.

The study is carried out within the federal project "Development of new materials and technologies for advanced power systems" under the integrated program "Development of technology and scientific research in the nuclear field for years 2021–2024".

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Все полученные результаты оформлены в виде охраняемых результатов интеллектуальной деятельности, исключительное право на которые закреплены за Российской Федерацией в лице Госкорпорации «Росатом».

# Литература

- 1. Создание системы управления старением энергоблоков АЭС / Е.Г. Дорохова, С.В. Егоров, П.Б. Стрелков, О.Л. Яковлева// Атомная энергия. 2022. Т. 133, Вып. 4. С. 183–189.
- Аркадов Г.В. Надёжность оборудования и конструкций АЭС и оптимизация их жизненного цикла (вероятностные методы) / Г.В. Аркадов, А.Ф. Гетман, А.Н. Родионов. – М.: Энергоатомиздат, 2010.
- 3. Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants: IAEA Safety Standards Series No. SSG-48. Vienna: IAEA, 2018.
- НП-001–15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Официальный интернет-портал правовой информации <u>www.pravo.gov.ru</u>: 05.02.2016, № 0001201602050003, Ростехнадзор.
- 5. Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants: IAEA Safety Standards Series No. SSG-30. Vienna: IAEA, 2014.
- 6. ГОСТ Р 58341.5 2020. Кабельные изделия для атомных станций. Учет фактически выработанного и оценка остаточного ресурса. М.: Стандартинформ, 2021.
- 7. Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация: МАГАТЭ. Серия норм безопасности, No. SSR-2/2 (Rev. 1). Вена, 2017. 58 с.
- ГОСТ Р 27.101 2021. Надёжность в технике. Надёжность выполнения задания и управление непрерывностью деятельности. Термины и определения. – М.: ФГБУ «РСТ», 2021.
- 9. ГОСТ Р МЭК 62960 2022. Надёжность в технике. Анализ надёжности на стадиях жизненного цикла. М.: ФГБУ «РСТ», 2022.

УДК 621.039.526; 621.039.586

# Взаимодействие расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя с поступающей в его объём водой. Часть 3. Математическая модель

А.А. Сулацкий, В.И. Альмяшев, Е.В. Шевченко, С.А. Витоль, Е.В. Крушинов, С.Ю. Котова, Е.К. Каляго, В.Р. Булыгин, Е.Б. Шуваева, А.В. Тимчук, Е.М. Беляева

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

### Аннотация

Работа посвящена экспериментальному исследованию взаимодействия тяжёлого жидкометаллического теплоносителя (расплав свинцово-висмутовой эвтектики) с водой при аварии с разрывом трубки парогенератора. В данной (третьей) части работы представлена математическая модель расчёта максимальной величины давления при порционной подаче воды в объём расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя, применимая для вычисления пикового значения избыточного давления при порционной подаче воды в объём расплава. Предложен безразмерный комплекс, который может служить индикатором наличия или отсутствия при подобном взаимодействии скачков уплотнения (ударных волн), и, соответственно, паровых взрывов.

Ключевые слова: тяжёлый жидкометаллический теплоноситель, расплав свинцововисмутовой эвтектики, взаимодействие расплава с водой, математическая модель, корреляция.

# Interaction of molten heavy liquid metal coolant with inflow water. Part 3. Mathematical model

A.A. Sulatsky, V.I. Almjashev, E.V. Shevchenko, S.A. Vitol, E.V. Krushinov, S.Yu. Kotova, E.K. Kalyago, V.R. Bulygin, E.B. Shuvaeva, A.V. Timchuk, E.M. Belyaeva

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

### Abstract

The paper describes an experimental study of the interaction between heavy liquid metal coolant (molten lead-bismuth eutectic) and water in the steam generator tube rupture accident. This part of the paper presents a mathematical model for calculating the maximum pressure at which water is introduced batchwise into the molten lead-bismuth melt. The model is used to calculate the value of manometric pressure peak during batchwise injection of water into the melt. A dimensionless group is proposed that can serve as an indicator of presence or absence of shock waves and, consequently, steam explosions due to the mentioned interaction.

**Key words**: heavy liquid metal coolant, molten lead-bismuth eutectic, interaction of melt with water, mathematical model, correlation.

### Введение

Одним из возможных сценариев аварии реакторной установки (РУ) с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ) является разрыв трубопроводов 2-го контура и поступление воды в теплоноситель 1-го контура. При этом, вследствие большого по сравнению с температурой кипения воды перегрева металлического расплава поверхность воды на

интерфейсе с расплавом окружена паровой плёнкой. Случайные, вызванные каким-либо возмущением пульсации давления, могут спровоцировать локальные или пространственно протяженные разрушения или утончения паровой плёнки и диспергирование водяных фракций. Это в свою очередь приводит к увеличению площади теплообмена воды с жидким металлом, вызывающему интенсивный рост парогенерации с возможностью инициирования так называемого обращённого парового взрыва [1].

В настоящее время отсутствуют достаточно обоснованные доказательства того, что при течи трубок парогенератора и проникновении воды в объём расплава ТЖМТ обязательно инициируется обращённый паровой взрыв. Однако нет достаточных оснований и для утверждения, что паровой взрыв в таких условиях невозможен. В ряде, в основном, расчётнотеоретических работ [2÷4] делается вывод о том, что обращённый паровой взрыв маловероятен. Однако условия подачи воды в расплав ТЖМТ в работах [5, 6] значительно отличаются от условий аварии РУ с разрывом трубок парогенератора, поэтому вопрос о возможности инициирования парового взрыва при такой аварии остается открытым.

Целью данной работы являются:

- экспериментальная проверка возможности инициирования парового взрыва при поступлении воды под уровень расплава ТЖМТ;
- получение экспериментальных данных о динамике давления и температуры при вводе в расплав ТЖМТ порций воды заданной массы;
- обобщение экспериментальных данных и разработка математической модели, предназначенной для расчёта величины пика давления при порционной подаче воды в объём ТЖМТ.

В первой части настоящей работы [7] были изложены описание экспериментальной установки, методики проведения эксперимента и представлены первичные результаты экспериментального исследования взаимодействия воды и расплава ТЖМТ. Во второй части [8] были проведены анализ размерности параметров процесса, корреляционный анализ полученных безразмерных комплексов, описывающих процесс. В третьей заключительной части работы представлена разработанная математическая модель, предназначенная для расчёта величины пикового значения избыточного давления при порционной подаче воды в объём ТЖМТ и описывающая результаты экспериментов [7]. Кроме того предложен безразмерный комплекс, который для рассматриваемых условий может служить индикатором наличия или отсутствия скачков уплотнения (ударных волн), и, соответственно, обращённых паровых взрывов.

#### Математическая модель

Геометрические и режимные параметры экспериментальных установок, методик и условий проведения экспериментов приведены в [7].

Основные положения и допущения предлагаемой математической модели заключаются в следующем:

- пар образуется в глубине расплава, и пик давления достигается до того, как пар поступит в расширительный объём, заполненный газом, т.е. необходимо учитывать гидростатическую составляющую полного давления (ΔP<sub>hs</sub>) в месте генерации пара;
- образующийся из вводимой в расплав воды пар имеет температуру расплава (T<sub>m,0</sub>) (что подтверждается экспериментальными результатами [9, 10]);
- т.к. металлический расплав несжимаем, сумма объёмов, занимаемых газом над поверхностью расплава (V<sub>e,1</sub>) и паром в глубине расплава (V<sub>s,1</sub>), постоянна и равна исходной величине расширительного объёма (V<sub>e,0</sub>);

- образующийся в глубине расплава пар (реальный газ) и его свойства рассчитываются в соответствии с [11];
- в модели (в отличие от проведенного в [8] анализа размерности) учитывается наличие в ампуле с водой воздуха (в количестве v<sub>a</sub> молей), считающегося идеальным газом;
- газ, находящийся в количестве v<sub>e</sub> молей в расширительном объёме (воздух в экспериментах НИТИ и аргон в экспериментах [9, 10]), идеален и за период парообразования претерпевает адиабатическое изоэнтропическое сжатие при начальной температуре газа T<sub>e0</sub>.

Отметим, что последнее предположение находится в некотором разногласии с отмеченным в [7] эмпирическим результатом, состоящим в том, что пик давления зачастую происходил до того как показания термопары, регистрирующей температуру в расширительном объёме, начинали изменяться, в то время как при адиабатическом сжатии температура газа должна повышаться. Объяснение этого может заключаться в том, что термопара располагалась на периферии расширительного объёма (возле входа в импульсную трубку датчика давления) и регистрируемое изменение температуры газовой среды могло несколько запаздывать по сравнению с реальной средней температурой в объёме.

Система алгебраических уравнений в соответствии со сделанными выше предположениями имеет вид:

$$V_{e,1} + V_{s,1} = V_{e,0}$$
 , (1)

$$V_{e,1} = \nu_e R T_{e,1} / P_1$$
 , (2)

$$V_{s,1} = m_w v_s (T_{m,0}, P_{s,1}),$$
(3)

$$V_{s,1} = v_a R T_{m,0} / P_{a,1} , \qquad (4)$$

$$P_{1} + \Delta P_{hs} = P_{s,1} + P_{a,1} , \qquad (5)$$

$$(T_{e,1}/T_{e,0}) = (P_1/P_0)^{\frac{k-1}{k}},$$
 (6)

где индексами 0 и 1 обозначены начальные (перед вводом ампулы с водой в расплав) и конечные (в момент пика давления) значения параметров процесса, соответственно;

 $P_1 = P_0 + \Delta P$  – конечное (т.е. максимальное, пиковое) абсолютное давление в расширительном объёме, Па;

P<sub>s,1</sub> – конечное (максимальное) значение парциального давления пара на глубине его образования в расплаве, Па;

Р<sub>а,1</sub> – конечное (максимальное) значение парциального давления воздуха ампулы на глубине парообразования, Па.

Для связи P<sub>s,1</sub> и P<sub>a,1</sub> использован закон Дальтона (5). Кроме того генерируемый пар и воздух из ампулы занимают общий объём V<sub>s1</sub>, что выражается уравнениями (3) и (4), соответственно.

Причём в уравнении (3) для удельного объёма пара  $v_s(T_{m,0}, P_{s,1})$  используется свойства воды и водяного пара [11], а уравнение для объёма воздуха представляет собой уравнение Менделеева-Клапейрона (4). Уравнением (1) выражается условие несжимаемости расплава (3-е положение модели), где занимаемый газом над расплавом объём выражается с помощью уравнения Менделеева-Клапейрона (2). Уравнение (6) – адиабата Пуассона, связывающая начальные и

конечные давления и температуры газовой среды в расширительном объёме, где T<sub>е,1</sub> – конечная (в момент пика давления) температура среды в расширительном объёме. Значения постоянных адиабаты k равны: 1.4 – для воздуха в расширительном объёме (эксперименты НИТИ) и 1.67 – для аргона (эксперименты [10, 11]).

Таким образом имеем систему 6-и алгебраических уравнений относительно 6-и неизвест-

ных:  $\{V_{e,1}, V_{s,1}, T_{e,1}, P_{s,1}, P_{a,1}, P_1\}$ , которую простыми подстановками и преобразованиями можно упростить, сократив до 2-х уравнений относительно двух неизвестных  $\{P_{s,1}, P_1\}$ :

$$\left(\nu_{e}RT_{e,0}/P_{1}\right)\cdot\left(P_{1}/P_{0}\right)^{\frac{k-1}{k}}+m_{w}v_{s}\left(T_{m,0},P_{s,1}\right)=V_{e,0},$$
(7)

$$m_{w}v_{s}(T_{m,0}, P_{s,1}) = \nu_{a}RT_{m,0}/(P_{1} + \Delta P_{hs} - P_{s,1}).$$
(8)

Система уравнений (7), (8) разрешима численно. Однако, существует как минимум два способа аналитического решения. Во-первых, при пренебрежимо малом или нулевом количестве воздуха в ампуле уравнение (8) вырождается (т.к. при  $v_a = 0 \cdot P_{a,1} = 0$ ). После чего остаётся лишь одно уравнение (7) относительно неизвестной  $P_1$  (при этом  $P_{s,1} = P_1$ ). Второй вариант состоит в предположении, что образующийся пар близок по свойствам к идеальному газу. Тогда левую часть уравнения (8) можно выразить через уравнение Менделеева-Клапейрона. Откуда следует очевидное выражение для парциального давления пара как идеального газа:

$$\mathbf{P}_{\mathrm{s},\mathrm{I}} = \mathbf{v}_{\mathrm{w}} / \left( \mathbf{v}_{\mathrm{w}} + \mathbf{v}_{\mathrm{a}} \right) \cdot \left( \mathbf{P}_{\mathrm{I}} + \Delta \mathbf{P}_{\mathrm{hs}} \right), \tag{9}$$

где  $V_{\rm w}$  – количество молей воды в ампуле.

Подставляя (9) в (7), поделив левую и правую части (7) на V<sub>е,0</sub>, и с учётом того, что

 $V_{e,0} = \nu_e R T_{e,0} / P_0$ , получим:

$$(P_0/P_1)^{l/k} + [(\nu_w + \nu_a)/\nu_e] \cdot (T_{m,0}/T_{e,0}) \cdot [P_0/(P_1 + \Delta P_{hs})] = 1.$$
 (10)

Введём безразмерные обозначения:

$$K_{m} = \left[ \left( \nu_{w} + \nu_{a} \right) / \nu_{e} \right] \cdot \left( T_{m,0} / T_{e,0} \right) , \qquad (11)$$

$$\mathbf{Y} = \mathbf{P}_1 / \mathbf{P}_0 \quad . \tag{12}$$

Отметим, что введённая переменная  $K_m$  отличается от введённого ранее в [8] безразмерного определяющего комплекса  $K = (v_w/v_e) \cdot (T_{m,0}/T_{e,0})$  лишь тем, что в формуле (11) стоит сумма  $(v_w + v_a)$ , а не  $v_w$ . Если  $v_w >> v_a$ , то переменная  $K_m$  весьма близка по величине к значению комплекса K.

С использованием безразмерных обозначений (11) и (12) уравнение (10) примет вид:

$$1/Y^{1/k} + K_m/(Y + \Sigma) = 1.$$
(13)

В (13) использовано обозначение  $\Sigma$ , введённое ранее в [8]:

$$\Sigma = \Delta P_{\rm hs} / P_0 \ . \tag{14}$$

Безразмерный параметр  $\Sigma$  имеет смысл отношения гидростатической добавки к начальной

величине давления в расширительном объёме. Он составлен из определяющих процесс размерных параметров, поэтому имеет смысл аргумента процесса.

Уравнение (13), так же как и система уравнений (7) и (8), легко разрешимы численно. Однако с учётом того, что для постоянной адиабаты любого газа выполняется двойное неравенство:  $0 < (k-1) \le (2/3)$  (в случае нахождения в расширительном объёме исключительно водяного пара  $(k-1) \approx 0.28$ )), можно найти приближённое аналитическое решение, разлагая решение уравнения (13) в ряд по степеням (k-1):

$$Y \approx Y_{(0)} + Y_{(1)} \cdot (k-1) + Y_{(2)} \cdot (k-1)^2 + \dots$$
(15)

При этом слагаемое  $Y_{(0)}$  соответствует изотермическому сжатию среды в расширительном объёме (т.е. при k = 1), что, как следует из экспериментальных данных, на интервале от момента ввода воды в расплав до достижения пика давления не далеко от реальности. В решении (15) ограничимся двумя первыми слагаемыми. Тогда уравнение (13) при k = 1 принимает вид:

$$1/Y_{(0)} + K_{m}/(Y_{(0)} + \Sigma) = 1 .$$
(16)

Уравнение (16) легко преобразуется к квадратному уравнению относительно  $Y_{(0)}$ , а его решение имеет вид:

$$Y_{(0)} = \left[1 + K_{m} - \Sigma + \sqrt{(1 + K_{m} - \Sigma)^{2} + 4\Sigma}\right] / 2 .$$
 (17)

Используя методы теории возмущения [12], можно получить следующее приближённое решение уравнения (13):

$$Y \approx Y_{(0)} + \frac{\left(Y_{(0)} - K_m + \Sigma\right) Y_{(0)} \ln(Y_{(0)})}{2Y_{(0)} - 1 + \Sigma} \cdot (k - 1) \quad .$$
(18)

В табл. 1 занесены результаты расчётные величины пика избыточного давления в расширительном объёме  $\Delta P_{clc} (= (Y - 1) \cdot P_0)$  в трёх приближениях:

- 1) «пар реальный газ» (численное решение системы уравнений (7), (8));
- 2) «пар идеальный газ» (численное решение уравнения (13));
- 3) приближённое аналитическое решение (18).

Кроме того в табл. 1 приведены значения параметров  $K_m$ ,  $\Sigma$ , относительные отклонения решений во 2-м и 3-м приближениях от 1-го решения и экспериментальная величина  $\Delta P_{exp}$ .

Из табл. 1 видно, что приближённое аналитическое решение (18) ведёт себя несколько лучше, чем точное численное решение уравнения (13) – среднее отклонение от численного решения системы уравнений (7), (8) в первом случае составляет – 6 % и 9 % – во втором. Кроме того видно, что расчётные значения величины максимума избыточного давления систематически выше экспериментальных значений. Очевидным объяснением этому является неустранимая неплотность экспериментальной установки. Однако отметим, что при малых значениях массы порции вводимой в расплав воды (0.5 и 1 г) расчётные значения пика давления вполне совпадают с экспериментальными значениями (с учётом разброса величин последних). Таблица I

		Экспериментальное значение ΔР <sub>оч</sub> , кПа	40	11	$36 \pm 3$	83 ± 7	$54 \pm 2$	$32.5\pm2.5$	$57.5 \pm 2.5$	$102 \pm 8$	79 ± 5	$79 \pm 4$	79 ± 3	$175 \pm 5$	$126.5\pm3.5$	$189 \pm 4$	$153.5 \pm 3.5$	$205 \pm 5$	$153.5\pm3.5$	$142 \pm 2$	$47 \pm 5$	$42 \pm 5$	$35 \pm 5$	$82.5\pm5.5$	79 ± 5	74 ± 3	$94 \pm 9$
		аналитическое le (18)	$\Delta$ , %	10	-5	-5	-5	-5	-5	9-	9-	9-	9-	9-	9-	9-	9-	9-	9-	9-	-5	-5	4	9	9-	-0	9-
		Приближённое решени	∆Р <sub>сіс</sub> , кПа	6	59.7	56.9	55.9	55.7	55.9	107.5	105.8	105.4	108.1	210.6	211.7	213.5	316.2	319.5	319.5	318.4	49.9	50.6	50.1	101.0	6.66	100.2	148.9
	Расчёт	іьный газ, ае (13)	$\Delta, \%$	8	-12	6-	6-	6-	6-	-10	-10	-10	-11	6-	6-	-11	6-	-10	-10	-10	-11	-11	-11	-11	-11	-11	-11
		Пар – идеал уравнени	$\Delta P_{\rm clc}, \kappa \Pi a$	7	55.6	54.3	53.4	53.1	53.3	103.4	101.8	101.4	102.0	203.6	204.7	203.6	306.3	306.3	306.3	305.3	46.4	47.0	46.6	95.2	94.0	94.5	141.3
		Пар – реальный газ, уравнения (7), (8)	∆Р <sub>сіс</sub> , кПа	9	62.9	60.0	58.9	58.7	58.9	114.6	112.8	112.4	115.1	224.9	226.1	227.8	335.9	339.1	339.1	337.9	52.3	53.0	52.5	107.3	105.9	106.5	158.7
		Σ, 1		5	0.252	0.297	0.298	0.298	0.298	0.298	0.299	0.299	0.254	0.299	0.299	0.254	0.299	0.254	0.254	0.254	0.255	0.255	0.255	0.255	0.255	0.255	0.255
		$\mathbf{K}_{\mathrm{m}}, 1$			0.55	0.54	0.53	0.52	0.53	1.02	1.00	1.00	1.00	2.01	2.02	2.01	3.02	3.02	3.02	3.01	0.46	0.46	0.46	0.94	0.93	0.93	1.39
		N <u>∘</u> amityлы	1	3	1	2	3	4	5	6	7	8	6	10	11	12	13	14	15	16	1	2	ю	4	5	6	7
		Эксперимент		2						<u>.</u>			CB-01											CB-03		J	
		No		1	-	5	ю	4	5	9	2	~	6	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23

Сравнение численных и приближённого аналитического решений с экспериментальными данными

## Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики

Продолжение таблицы I

							Расчёт			
$N_{0}$	Эксперимент	№ ампулы	$\mathbf{K}_{\mathrm{m,1}}$	Σ, 1	Пар – реальный газ, уравнения (7), (8)	Пар – идеал уравнен	льный газ, ие (13)	Приближённое решени	аналитическое іе (18)	Экспериментальное значение $\Delta P_{xxx}$ , кПа
					ΔP <sub>clc</sub> , κΠa	∆Р <sub>сіс</sub> , кПа	$\Delta, \%$	∆Р <sub>сіс</sub> , к∏а	$\Delta, \%$	
-	5	3	4	5	9	7	8	6	10	11
24		8	1.40	0.255	159.3	141.9	-11	149.5	9-	$86 \pm 4$
25		6	1.41	0.255	160.2	142.7	-11	150.3	9-	$105 \pm 7$
26		10	1.39	0.255	158.6	141.3	-11	148.9	9-	$83.5\pm6.5$
27		11	1.38	0.255	156.77	139.7	-11	147.2	9-	73 ± 7
28		12	1.38	0.255	156.77	139.7	-11	147.2	9-	$75\pm 6$
29		13	1.83	0.255	207.1	185.5	-10	194.7	9-	121 ± 7
30		14	1.87	0.255	211.59	189.4	-10	198.7	9-	$118.5 \pm 5.5$
31	CB-03	15	1.85	0.255	209.55	187.6	-10	196.9	9-	$133.5\pm 6.5$
32		16	2.75	0.255	307.76	278.7	6-	290.9	-5	$139 \pm 4$
33		17	2.75	0.255	308.37	279.2	6-	291.4	-5	$194 \pm 8$
34		18	2.76	0.255	308.98	279.7	6-	292.0	9-	$120 \pm 5$
35		19	1.02	0.254	116.4	103.0	-11	109.2	9-	$102 \pm 15$
36		20	1.53	0.254	174.6	155.2	-11	163.4	9-	$82 \pm 4$
37		22	2.04	0.254	231.85	207.2	-11	217.2	9-	$112.5 \pm 7.5$
38		23	3.03	0.254	340.9	308.0	-10	321.2	9-	$186.5\pm3.5$
39	[10]	case no.15	10.2	0.099	1194	1040	-13	1116	9—	$1692\pm20$

# Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики

На рис. 1 показано сопоставление расчётных значений максимума избыточного давления  $\Delta P_{clc}$  с экспериментальными значениями  $\Delta P_{exp}$ . В качестве расчётных значений взяты величины, получающиеся в приближении «пар – реальный газ», т.е. численным решением системы уравнений (7), (8). На рис. 1 также показана поправочная корреляция, с помощью которой можно предсказать значение максимума избыточного давления  $\Delta P_{exp}$  для экспериментальной установки НИТИ по расчётному значению максимума избыточного давления  $\Delta P_{clc}$ . Корреляция имеет вид:

$$\Delta P_{exp} = 2.66 \Delta P_{clc}^{0.71} , \qquad (19)$$

где  $\Delta P_{clc}$  вычисляется с помощью формулы (18).

Стандартное отклонение экспериментальных от расчётных значений составляет  $\pm 21$  %, а за пределы  $\pm 35$  % выходят 3 точки из 38 точек, полученных в экспериментах НИТИ.

На рис. 1 приведена также точка из экспериментов [10, 11]. Для неё численное решение системы уравнений (7), (8) с использованием (18) приводит, в отличие от точек НИТИ, не к завышению, а к занижению расчетного значения (на  $\approx$  30 %).



Рис. 1 – Сопоставление расчётных и экспериментальных значений максимума избыточного давления 1, 2 – экспериментальные данные НИТИ [7]: 1 – CB-01, 2 – CB-03; 3 – экспериментальные данные [10, 11]; 4 – поправочная корреляция (19)

Проверим как себя ведёт решение уравнения (13) при  $\Sigma \to +\infty$ , что в размерном виде эквивалентно  $\Delta P_{hs} \to +\infty$ . Проще и логичней это сделать, анализируя не решение (18), а непосредственно уравнение (13). Легко получить, что при достаточно больших  $\Sigma$ , т.е. при  $\Sigma >> K_m$ и  $\Sigma >> Y$ , решение уравнения (13) имеет вид: Исследование процессов при тяжелых авариях на объектах атомной энергетики

$$Y \approx \left(\frac{\Sigma}{\Sigma - K_{m}}\right)^{k} \approx 1 + kK_{m}/\Sigma, \qquad (20)$$

или в размерном виде:

$$\Delta P \approx \frac{k \left( \nu_{w} + \nu_{a} \right) T_{m,0} P_{0}}{\nu_{e} T_{e,0} \Delta P_{hs}}.$$
(21)

Таким образом, как и было априори предположено в [8], величина пика давления  $\Delta P$  при большой глубине места поступления воды в расплав обратно пропорциональна гидростатической добавке к давлению.

### Обсуждение результатов

Как было отмечено ранее в [8] при отсутствии в процессе взаимодействия расплава с вводимой в его объём порцией воды скачкообразных процессов (ударных волн) введённый в [8] безразмерный комплекс H, определяемый через отношение конечных разностей параметров процесса при стремлении массы вводимой воды к нулю, должен стремиться к значению соответствующей частной производной:

$$H = \frac{\Delta h_{v}}{\Delta P} \xrightarrow{m_{w} \to 0} \left( \frac{\partial h_{v}}{\partial P} \right)_{T}.$$
(22)

Это же справедливо для любого другого термодинамического параметра процесса: как для термодинамических функций, так и для их производных. В экспериментах НИТИ указанное условие соблюдалось – скачкообразные процессы отсутствовали. В качестве примера на рис. 2÷4 приведены графики изменения отношений конечных приращений к соответствующим среднеарифметическим значениям (в диапазоне изменения давления) частных производных в зависимости от массы вводимой в расплав воды:

$$\begin{split} \frac{\Delta v}{\Delta P} \kappa \left\langle \left( \frac{\partial v}{\partial P} \right)_{T} \right\rangle &- \text{рис. 2 (v - удельный объём пара),} \\ \frac{\Delta s_{m}}{\Delta P} \kappa \left\langle \left( \frac{\partial s_{m}}{\partial P} \right)_{T} \right\rangle &- \text{рис. 3 (s_{m} - удельная на единицу массы энтропия пара),} \\ \frac{\Delta h_{v}}{\Delta P} &\equiv H \kappa \left\langle \left( \frac{\partial h_{v}}{\partial P} \right)_{T} \right\rangle - \text{рис. 4.} \end{split}$$

На этих рисунках также приведена экспериментальная точка из работ [10, 11]. Видно, что с уменьшением вводимой в расплав воды все эти отношения стремятся к единице, как и должно быть при отсутствии скачкообразных процессов при парообразовании.



Рис. 2 – Отношение (Δv/ΔP) к соответствующей частной производной по давлению при постоянной температуре как функция от массы вводимой в расплав воды: 1, 2 – экспериментальные данные НИТИ [7]: 1 – CB-01, 2 – CB-03; 3 – экспериментальные данные [10, 11]



Рис. 3 – Отношение  $(\Delta s_m / \Delta P)$  к соответствующей частной производной по давлению при постоянной температуре как функция от массы вводимой в расплав воды:

1, 2 – экспериментальные данные НИТИ [7]: 1 – CB-01, 2 – CB-03; 3 – экспериментальные данные [10, 11]



Рис. 4 – Отношение безразмерного комплекса H к соответствующей частной производной по давлению при постоянной температуре как функция от массы вводимой в расплав воды: 1, 2 – экспериментальные данные НИТИ [7]: 1 – CB-01, 2 – CB-03; 3 – экспериментальные данные [10, 11]

Рис. 4 также хорошо иллюстрирует незначительность отклонения комплекса H от производной  $\left(\frac{\partial h_v}{\partial P}\right)_T$  в отличие от величин, представленных на рис. 2÷3. Объяснение этому факту, который первоначально был выявлен при обработке экспериментальных данных, достаточно простое. Особенно это просто сделать, предположив, что пар в рассматриваемых условиях близок к идеальному газу, т.е. подчиняется следующим термическому и калорическому уравнению состояний:

$$v = \frac{RT}{\mu_{\rm w}P} , \qquad (23)$$

$$h = c_p T = \frac{kRT}{(k-1)\mu_w},$$
(24)

где

- v удельный объём водяного пара, м<sup>3</sup>/кг; R = 8.314 Дж/(моль·К) универсальная газовая постоянная;
- Т температура, К;
- Р давление, Па;
- h удельная на единицу массы энтальпия водяного пара, Дж/кг;
- $\mu_{\rm w}$  молекулярная масса воды, кг/моль;

$$c_{p} = \frac{kR}{(k-1)\mu_{w}}$$
 – удельная на единицу массы теплоёмкость водяного пара (если считать его идеальным газом),

k – постоянная адиабаты, Дж/(кг·К).

Поделив левые и правые части уравнения (24) на соответствующие части уравнения (23), получим выражение удельной на единицу объёма энтальпии водяного пара:

$$h_v = kP/(k-1)$$
. (25)

Откуда следует выражение для комплекса Н:

$$H = \left(\frac{\partial h_{v}}{\partial P}\right)_{T} = k/(k-1), \qquad (26)$$

т.е. для идеальных газов эта величина является константой, зависящей лишь от величины постоянной адиабаты.

Как было показано в предыдущих частях настоящей работы, пар в условиях экспериментов НИТИ с точки зрения термического уравнения состояния довольно близок к идеальному газу. Однако энтальпия пара в рассматриваемых условиях не описывается калорическим уравнением состояния (24). Поэтому и уравнение (25) не применимо для условий экспериментов НИТИ. Однако, как показывают проведённые в [8] расчёты с помощью стандартных свойств

воды и водяного пара [11], величина производной  $\left(\frac{\partial h_v}{\partial P}\right)_T$  слабо зависит как от давления, так и от температуры. С этой точки зрения безразмерный комплекс Н в сравнении с этой производной является, пожалуй, самым удобным индикатором наличия или отсутствия в системе скачков уплотнения и соответствующих ударных воздействий на элементы оборудования.

Необходимо отметить, что отсутствие при подаче воды вглубь расплава скачков уплотнения и ударных волн не гарантирует от повышения давления в установке, превышающего допустимые пределы. Как априори ясно и как следует из решения (17), (18), величина пика давления является монотонно возрастающей функцией от величины безразмерного комплекса  $K_m$ , то есть от массы вводимой в расплав воды.

### Заключение

В заключительной части настоящей работы:

- разработана математическая модель, предназначенная для расчёта максимальной величины избыточного давления при порционной подаче воды в объём ТЖМТ;
- получена корреляция, обобщающая в безразмерной форме результаты экспериментов [7];
- показано, что введённый в работе [8] безразмерный комплекс Н при его сопоставлении с частной производной ( 
   <sup>∂</sup>h<sub>v</sub> / 
   <sup>∂</sup>P )<sub>T</sub>, вычисленной по свойствам водяного пара, может служить индикатором наличия или отсутствия при взаимодействии скачкообразных процессов (ударных волн), и, соответственно, наличия или отсутствия обращённого парового взрыва.

# Conclusions

In this part of the study:

- a mathematical model is developed for calculating the maximum value of manometric pressure at which water is batchwise introduced into the molten heavy liquid metal coolant;
- a correlation is derived that presents experiment results in the dimensionless form [7];

- it is shown that dimensionless group H proposed in [8] and compared with partial derivative  $\left(\frac{\partial \mathbf{h}_v}{\partial \mathbf{P}}\right)_T$  calculated from water vapor properties can serve as an indicator of presence or absence of shock waves and, consequently, steam explosions induced by water injection into the melt.

# Литература

- 1. *Мелихов В.И.* Гидродинамика и теплофизика паровых взрывов / В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, С.Е. Якуш. М.: ИПМех РАН, 2020. 276 с.
- SIMMER-III and SIMMER-IV Safety Code Development for Reactors with Transmutation Capability / Maschek W. [et al.] // CD-ROM Proceedings of Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Applications. – Avignon, France, 2005. – P. 14.
- Maschek W. Some New Results on the SGTR Problem in EFIT / W. Maschek, S. Wang, M. Flad // EUROTRANS WP5.1. – Brussels, 2006. – P. 23.
- 4. *Леонов В.Н.* Расчетно-экспериментальные исследования процессов, сопровождающих аварию «межконтурная неплотность парогенератора» и рекомендации к схемным и конструктивным решениям реакторной установки со свинцовым теплоносителем: дис. ... канд. техн. наук (05.14.03). НГТУ. Нижний Новгород, 2012. 217 с.
- 5. Применение теплоносителей Рb и Pb-Bi в новых технологиях переработки твердых, жидких и газообразных сред / В.В. Ульянов, В.А. Гулевский, П.Н. Мартынов [и др.] // Изв. ВУЗов. Ядерная энергетика. 2012. № 4. С. 102–109.
- Современные вопросы и задачи технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей (свинец, свинец-висмут) / П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, Ю.И. Орлов [и др.] // Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2013): IV научно-практическая конф.: доклады; Обнинск. 23–26 сентября 2013. – <u>http://www.atominfo.ru/newsf/m0647.htm</u> (дата обращения 25.12.2020).
- Взаимодействие расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя с поступающей в его объём водой. Часть 1. Эксперимент / А.А. Сулацкий, В.И. Альмяшев, Е.В. Шевченко [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2023. – №1 (31). – С. 46–59.
- Взаимодействие расплава тяжёлого жидкометаллического теплоносителя с поступающей в его объём водой. Часть 2. Анализ и обобщение / А.А. Сулацкий, В.И. Альмяшев, Е.В. Шевченко [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2023. – № 2 (32). – С. 64–82.
- An experimental study on local fuel-coolant interactions by delivering water into a simulated fuel pool / S. Cheng, K. Matsuda, M. Isozaki [et al.] // Nuclear Engineering and Design. 2014. V. 275. P. 133–141.
- The effect of coolant quantity on local fuel-coolant interactions in a molten pool / S. Cheng, K. Matsuda, M. Isozaki [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – V. 75. – P. 20–25.
- 11. 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).
- 12. Найфэ А. Введение в методы возмущений. М.: Мир, 1984. 536 с.

УДК: 621.039.58:614.876

# Оценка аэрозольной активности воздушной среды на территории ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»

Д.Р. Итыгина, Е.Б. Панкина, М.П. Глухова

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

### Аннотация

Статья открывает серию публикаций результатов исследования поведения радионуклидов и тяжелых металлов в атмосферном воздухе промышленной зоны города Сосновый Бор Ленинградской области. Объектом исследования является воздушная среда территории ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (НИТИ), которая находится под комплексным воздействием эксплуатации расположенных вблизи действующих и строящихся радиационно-опасных объектов.

Приведено описание природных и техногенных источников образования химического и радионуклидного состава аэрозолей в воздухе тропосферы. За десятилетний период приведены результаты анализа данных по составу и объемной активности радионуклидов в аэрозолях атмосферного воздуха, наблюдаемых при экспозиции фильтров на постах АСКРО НИТИ.

Определены сезонные периоды появления пиков аэрозольной активности и расширенного спектра радионуклидов техногенного происхождения. Проведен анализ технологических процессов деятельности предприятий, которые могут привести к загрязнению атмосферного воздуха промышленной площадки НИТИ.

Представлены сводные данные по суммарным годовым выбросам аэрозольной активности стендовых установок НИТИ с 2013 по 2022 годы. Консервативная оценка уровней объемной активности радионуклидов на территории постов АСКРО, рассчитанная от максимальных фактических выбросов НИТИ (по 2020 году), дает основание полагать, что реальные пики аэрозольной активности воздушной среды, зарегистрированные на постах, практически не связаны с деятельностью предприятия.

Обоснована радиационная безопасность аэрозольной активности воздушной среды на территории НИТИ с учётом вклада соседних предприятий.

Ключевые слова: аэрозоли, трансграничный перенос, радиационно-опасные предприятия, атомно-промышленный комплекс, переработка радиоактивных отходов, пост АСКРО, радионуклиды, радиоактивность, выбросы.

# Estimation of aerosol activity in the air at FSUE "Alexandrov NITI" site

### D.R. Itygina, E.B. Pankina, M.P. Gluhova

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

### Abstract

The paper opens a series of reports presenting results of studies on the behavior of radionuclides and heavy metals in the atmospheric air of the industrial area around the town of Sosnovy Bor, Leningrad region. Specifically, the studies were conducted for the FSUE "Alexandrov NITI" territory that is exposed to the combined effect of radiological hazard facilities being operated and under construction nearby.

Natural and technological sources of chemical and radionuclide components of tropospheric aerosols are described. Ten-year data for the composition and activity of radionuclides in atmospheric aerosols observed during exposure of filters at the stations of NITI's automated environment radiation monitoring system (AERMS) are reported.

Seasonal peaks of aerosol activity and extended spectrum of anthropogenic radionuclides are determined. An analysis of the industrial processes that may lead to contamination of air on NITI site is carried out.

Summary data about total annual emissions of aerosol activity from NITI's facilities for years 2013–2022 are presented. A conservative estimate of radionuclide activity levels at AERMS stations is calculated using data on maximum actual emissions from NITI's facilities (for year 2020). This estimate suggests that real peaks of aerosol activity in the air detected at the observation stations have little if any relation to NITI operations.

The absence of radiological hazard from aerosol activity in the air of NITI territory is demonstrated, taking the contribution of neighboring nuclear facilities into account.

**Key words**: aerosols, transboundary transport, radiation hazard facilities, nuclear-industrial complex, radioactive waste treatment, AERMS station, radionuclides, radioactivity, airborne emissions.

В статье приводятся результаты анализа данных по аэрозольной активности приземного слоя атмосферного воздуха, полученные в результате эксплуатации постов автоматизированного контроля радиационной обстановки (АСКРО) на территории ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (далее НИТИ) за десятилетний период с 2013 по 2022 годы. Измерения активности образцов выполнены в рамках аккредитованной испытательной лаборатории НИТИ, зарегистрированной в реестре Россаккредитации под номером РОСС СОБ 8.00084.2013, на поверенной аппаратуре и с помощью аттестованных методик измерения.

Аэрозоли атмосферного воздуха представляют собой суспензию малых жидких и твёрдых частиц, взвешенных в воздушной среде. Размеры аэрозольных частиц могут варьироваться на несколько порядков – от размеров молекул и частиц (до 10<sup>3</sup> мкм) до размеров частиц, которые не могут длительное время находиться во взвешенной смеси атмосферного воздуха (порядка 100 мкм).

Природное образование частиц аэрозолей в атмосфере происходит по двум возможным путям: поступление извне (внедрение) и при генерации из газовой фазы [1, 2]. Внедрение происходит в результате подъема и рассеяния частиц в виде минеральной пыли над сушей и солевых частиц над взволнованной водной поверхностью, а также в результате выпадения метеоритного вещества в верхних слоях атмосферы. Горение растительности в результате степных, кустарниковых и лесных пожаров является еще одним важным источником генерации мелкого аэрозоля сложной химической структуры, включающего частицы от сложных углеводородов до неорганической золы. Зола, выбрасываемая при пожарах в атмосферу, состоит из неорганических веществ и минералов, первоначально присутствовавших в тканях растений. Основными компонентами аэрозоля, образующегося при пожарах растительности, являются кристаллический углеводород (сажа) и «летучий пепел» (минеральный остаток), содержащий остатки смолистых веществ.

Значительная масса атмосферного аэрозоля приходится на его тонкодисперсную фракцию, которая образуется непосредственно в самой атмосфере при генерации из газовой фазы «in situ» в процессах фотохимических и газохимических превращений. Эта фракция аэрозоля получила название вторичного аэрозоля. Основными газовыми предшественниками вторичного аэрозоля являются оксиды серы, азота, аммиак, водяной пар, а также окислы и полимеры углеводородов. Процессы генерации аэрозольных частиц в атмосфере, как окислительной системе, идут в сторону образования высших окислов в присутствии сильных окислителей (таких, как О<sub>2</sub>, О, ОН и т.д.) и при облучении смеси реагентов коротковолновой солнечной радиацией.

Установлено, что основными компонентами этих частиц являются соединения серы, поэтому они называются сульфатными [3].

Таким образом, неорганический состав природных источников твердых аэрозолей атмосферного воздуха сформирован пылью и пеплом вулканического происхождения, частицами дыма от лесных пожаров, почвенной и космической пылью; жидких – каплями пресной и морской воды, образующимися за счет схлопывания водных пузырьков. Основная масса органического аэрозоля продуцируется в основном быстрыми фотохимическими превращениями in situ из органических паров субмикронных размеров, выделяемых в атмосферу наземной растительностью и фитопланктоном. Естественным путем в атмосферу попадают также более крупные частицы органического аэрозоля биогенного происхождения, представляющие пыльцу и споры растений, грибки, микробы и вирусы, которые выделяются непосредственно растительным покровом и достигают размеров более 1 мкм [3].

С большой долей вероятности можно предположить, что в рассматриваемом районе города Сосновый Бор, который находится на побережье Копорской губы Финского залива, основной природный состав аэрозолей атмосферного воздуха может содержать солевой состав морской солоноватой воды залива, почвенную пыль и органический аэрозоль биогенного происхождения. В условиях городского атомно-промышленного комплекса (АПК) на природный состав аэрозолей атмосферного воздуха накладывается антропогенное региональное влияние газоаэрозольных выбросов от эксплуатации местных объектов атомной энергетики, промышленных предприятий и транспорта, а также возможные трансграничные и глобальные загрязнения, возникающие при крупных аварийных ситуациях.

Территория расположения НИТИ составляет около 2 км<sup>2</sup>. В непосредственной близости от промышленной площадки НИТИ находятся крупные предприятия атомного профиля, которые представляют АПК города Сосновый Бор Ленинградской области. В настоящее время, наряду с НИТИ, в него входят Ленинградская АЭС с энергоблоками РБМК-1000 и новыми энергоблоками ВВЭР-1200, а также предприятия по переработке радиоактивных отходов (РАО): СЗТО ФГУП «ФЭО», Комплекс по переработке РАО Ленинградской АЭС (КПО ЛАЭС) (рис.1). На территории КПО ЛАЭС функционирует предприятие АО «Экомет-С», которое занимается переработкой металлических РАО.



Рис.1. Карта-схема атомно-промышленного комплекса г. Сосновый Бор: 1 – промышленные площадки; 2 – водоёмы и водотоки

Из-за специфического (близкого) расположения НИТИ относительно других объектов АПК – источников радиационной опасности, в воздушной среде на промышленной площадке института часто регистрируются радионуклиды, поступающие в результате эксплуатации соседних предприятий.

Ленинградское отделение ФГУП «ФЭО» проводит сбор, переработку и транспортировку РАО, поступающих от предприятий Северо-Западного Федерального округа. На территории предприятия расположен цех по обращению с РАО, в котором осуществляется сжигание горючих РАО для их перевода в пожаробезопасное состояние, прессование низкоактивных ТРО для уменьшения их объема, спецхимводоочистка малосолевых ЖРО методом дистилляции с последующим накоплением солевых концентратов для дальнейшего их перевода в битумные компаунды. На предприятии проводится дезактивация одежды, средств защиты, технологического оборудования, транспортных контейнеров, специализированных автомашин. Существующая многоступенчатая степень очистки воздуха при организованных выбросах не исключает поступление радиоактивных аэрозолей в окружающую среду в результате выполнения совокупности операций по переработке РАО.

Другим региональным источником радиоактивных выбросов является Ленинградская АЭС. Чтобы обеспечить надежную и безопасную эксплуатацию станции, кроме основной функции по выработке электроэнергии для потребителей Северо-Запада Российской Федерации, на Ленинградской АЭС за последние десять лет проводились текущие, средние и капитальные ремонты четырех энергоблоков РБМК-1000, строительство атомной станции повышенной безопасности, ввод в промышленную эксплуатацию двух замещающих энергоблоков нового поколения ВВЭР-1200, их планово-предупредительные ремонты, капитальный ремонт. Также в реакторах энергоблоков РБМК-1000 с 90-х годов проводятся работы по накоплению радиоизотопной продукции, нейтронному легированию кремния, радиационной модификации минералов. Кроме этого, с 2014 года начал работу комплекс контейнерного хранения ОЯТ по регулярной разделке ОТВС [4]. В конце декабря 2014 года введен в промышленную эксплуатацию комплекс по переработке твердых радиоактивных отходов (ТРО) ЛАЭС, который включает в себя этап сортировки, установки прессования, сжигания, системы транспортнотехнологических операций, дезактивацию оборудования и другие, рассчитанные на переработку до 1770 м<sup>3</sup>/год сжигаемых и прессуемых ТРО. После 45 лет успешной эксплуатации в декабре 2018 года был остановлен первый энергоблок РБМК-1000, в ноябре 2020 года – второй. Значительный период времени в реакторных залах энергоблоков РБМК-1000 проводились работы по восстановлению прямолинейности графитовых колонн путем уменьшения стрел прогиба каналов до 50 мм в ремонтируемых зонах кладки для создания зон «свободных объемов» и силового воздействия на колонны с целью восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки. К августу 2021 года из остановленного реактора первого энергоблока РБМК-1000 была извлечена последняя кассета с ядерным топливом, к сентябрю 2023 года – из второго энергоблока РБМК-1000. Наряду с текущими газо-аэрозольными выбросами Ленинградской АЭС, совокупность технологических процессов, связанных с работой на «открытых» реакторах при обращении с отработавшим ядерным топливом, с радиоактивными отходами, несмотря на надежные системы технологической очистки выбросного воздуха, могут являться дополнительными источниками поступления радионуклидов в атмосферный воздух прилегающей территории, а при соответствующем направлении переноса воздушных масс поступать на промышленную площадку НИТИ.

На территории комплекса переработки отходов (КПО) ЛАЭС размещена компания АО «Экомет-С». Основной ее деятельностью является переработка и утилизация металлических РАО, загрязненных радиоактивными веществами с целью уменьшения объема ТРО,

направляемых на захоронение. Основными операциями при переработке металлических РАО являются разделка, фрагментация, глубокая малоотходная дезактивация и переплавка скрапа под слоем специальных рафинирующих флюсов. В АО «Экомет-С» разработана и внедряется технология переработки теплоизоляционных материалов на основе минеральной ваты, стекловолокна и базальтового волокна, загрязненных радиоактивными веществами, поступающими с Ленинградской АЭС. Суть технологии переработки этих материалов – термоокислительная деструкция при высоких температурах (900–1200 °C) с получением на конечной стадии шлакоподобного состава в виде мелкодисперсной фракции размером 2–5 мм, которые помещаются в 200-литровые бочки для промежуточного хранения. В результате вышеперечисленных операций переработки ТРО в процессе деятельности АО «Экомет-С» образуются радиоактивные аэрозоли, которые при интенсивных работах могут поступать с выбросами и при определенных метеоусловиях регистрироваться средствами радиационного контроля на вблизи расположенной промышленной площадке НИТИ.

По периметру территории НИТИ размещено восемь постов АСКРО, основная функция которых заключается в автоматическом измерении мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения на окружающей местности, четыре поста предназначены для детального мониторинга воздушной среды на состав и содержание радионуклидов. Эти посты обеспечивают непрерывное накопление аэрозолей атмосферного воздуха, измерение объема прокаченного воздуха, прямые измерения мощности амбиентного эквивалента дозы аэрозолей, накопленных на фильтре и сбор атмосферных выпадений. Сочетание непрерывного накопления аэрозолей на постах АСКРО и последующих лабораторных измерений позволяет надежно идентифицировать радионуклиды в воздушной среде за счет высокой производительности фильтрующих установок (ВФУ) порядка 800 м<sup>3</sup>/час (рис. 2). Установки эксплуатируются непрерывно (в зависимости от целей мониторинга от 1 часа до 30 дней), после чего фильтры, представляющие собой ткань Петрянова ФПП-15-1.5, снимаются и доставляются в лабораторию для проведения дальнейших этапов анализа.

На данный тип фильтров Петрянова методом аспирации в основном осаждаются аэрозоли дисперсностью (диаметром проектируемой поверхности) 1.5 мкм и выше. По известной классификации атмосферного аэрозоля [5] эти размеры относятся к разряду больших и гигантских частиц, время существования которых составляет часы и минуты. Однако не исключено, что изза электростатических свойств ткани Петрянова, которая эффективно накапливает и удерживает электростатический заряд, на ней могут осаждаться и более мелкие аэрозольные частицы. Так, коэффициент проскока по масляному туману со средним радиусом 0.15–0.17 мкм при скорости 1 см/с для ФПП-15-1.5 составляет не более 0.1 %.



Рис.2. Вид поста и принципиальная схема устройства ВФУ: 1 – сетчатая основа фильтра, 2 – вентилятор, 3 – воздуховод

#### Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

Поступившие в лабораторию фильтры с аэрозолями прессуют до формы таблетки и передают на гамма-спектрометрический анализ для определения активности летучих радионуклидов. Измерения проводят на полупроводниковых гамма-спектрометрах типа «ГАММА-1П». Измерение гамма-спектра радионуклидов в счетных образцах основано на их идентификации по пикам полного поглощения (ППП) энергии гамма-излучения, расчете активности радионуклидов по площади ППП с учетом выхода гамма-квантов и эффективности их регистрации детектором. Эффективность регистрации определяется с помощью объемных мер активности специального назначения. После измерения активности летучих нуклидов таблетки с аэрозолями озоляют для удаления органических веществ и счетный образец в виде зольного остатка повторно направляют на гамма-спектрометрический анализ для повышения эффективности регистрации гамма-излучения и детализации радионуклидного состава. Далее зольные остатки пробы передаются на радиохимический анализ <sup>90</sup>Sr, активность которого в счетном образце измеряют по накопленному <sup>90</sup>Y в результате серии очисток от мешающих примесей и после установления радиоактивного равновесия между материнским (<sup>90</sup>Sr) и дочерним (<sup>90</sup>Y) радионуклидами.

Места размещения четырех постов радиационного мониторинга аэрозолей атмосферного воздуха на территории НИТИ отмечены на схеме (рис. 3). Пост 6 является важным пунктом мониторинга воздушной среды из-за возможности регистрации на его территории максимального радиоактивного загрязнения воздуха за счет расширенной зоны воздействия как собственно источников внутри нашего предприятия, так и источников от других радиационно-опасных объектов, находящихся на смежных с НИТИ площадках. Пост 2 рассматривается в качестве «фонового» поста контроля из-за расположения с наветренной стороны технологических зданий НИТИ и промышленной зоны г. Сосновый Бор.



Рис.3. Карта-схема размещения постов мониторинга аэрозолей атмосферного воздуха на территории НИТИ

За последние десять лет радионуклидный состав аэрозольной активности, который регулярно анализируется после экспозиции фильтров на постах АСКРО НИТИ, в отдельные периоды времени представляет достаточно широкий спектр «реакторных» радионуклидов. В табл. 1 приводятся обобщенные данные мониторинга по посту 6, который является наиболее характерным индикатором радиоактивного загрязнения воздушной среды при эксплуатации предприятий АПК г. Сосновый Бор.

Таблица 1

Год	Месяц	Ряды состава радионуклидов по убыванию объемной активности (в скобках приведена объемная активность первого и последнего радионуклида, мкБк/м							
	Июль	$^{51}$ Cr (16.8) >	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>137</sup> Cs, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr, <sup>95</sup> Zr, <sup>134</sup> Cs (1.1)						
2013	Август	$^{51}$ Cr (11.2) >	<sup>59</sup> Fe, <sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>134</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
	Сентябрь	$^{59}$ Fe (7.0) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>95</sup> Zr, <sup>90</sup> Sr (0.4)						
	Май	$^{137}$ Cs (7.8) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>95</sup> Zr, <sup>90</sup> Sr (0.7)						
2014	Июнь	$^{137}$ Cs (10.8) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>134</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.7)						
	Август	<sup>60</sup> Co (3.5) >	<sup>137</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
	Сентябрь	<sup>60</sup> Co (10.5) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>137</sup> Cs, <sup>95</sup> Nb, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
2015	Май	$^{137}$ Cs (5.6) >	<sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>134</sup> Cs, <sup>95</sup> Nb, <sup>134</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>90</sup> Sr, <sup>141</sup> Ce, <sup>103</sup> Ru (0.6)						
2015	Август	$^{51}Cr(15.4) >$	<sup>59</sup> Fe, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>90</sup> Sr (0.5)						
	Октябрь	<sup>95</sup> Nb (26.9) >	$\frac{137}{\text{Cs}}, \frac{60}{\text{Co}}, \frac{54}{\text{Mn}}, \frac{95}{\text{Zr}}, \frac{59}{\text{Fe}}, \frac{58}{\text{Co}}, \frac{90}{\text{Sr}} \text{ (1.5)}$						
	Июнь	<sup>51</sup> Cr (43.8) >	<sup>137</sup> Cs, <sup>134</sup> Cs, <sup>95</sup> Nb, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Zr, <sup>144</sup> Ce, <sup>54</sup> Mn, <sup>141</sup> Ce, <sup>103</sup> Ru, <sup>90</sup> Sr, <sup>58</sup> Co (2.3)						
2016	Июль	$^{137}Cs (22.9) >$	<sup>60</sup> Co, <sup>51</sup> Cr, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
	Сентябрь	$^{137}Cs (31.4) >$	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>95</sup> Nb, <sup>95</sup> Zr, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (1.4)						
	Октябрь	$^{137}Cs (24.9) >$	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>90</sup> Sr, <sup>95</sup> Zr, <sup>58</sup> Co (1.2)						
	Февраль	$^{137}Cs (329) >$	<sup>134</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>90</sup> Sr (1.0)						
	Апрель	$^{137}$ Cs (35.1) >	<sup>60</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>59</sup> Fe, <sup>134</sup> Cs, <sup>95</sup> Zr, <sup>141</sup> Ce, <sup>103</sup> Ru, <sup>90</sup> Sr, <sup>54</sup> Mn (3.6)						
2017	Май	<sup>59</sup> Fe (247) >	<sup>51</sup> Cr, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>95</sup> Nb, <sup>95</sup> Zr, <sup>134</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>103</sup> Ru (4.0)						
	Июнь	<sup>59</sup> Fe (30.8) >	<sup>51</sup> Cr, <sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs, <sup>95</sup> Zr, <sup>90</sup> Sr (0.4)						
	Октябрь	$^{137}Cs (40.0) >$	<sup>106</sup> Ru, <sup>95</sup> Nb, <sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Zr, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.6)						
	Ноябрь	<sup>54</sup> Mn (32.6) >	<sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.5)						
	Апрель	<sup>59</sup> Fe (20.4) >	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn, <sup>95</sup> Nb, <sup>134</sup> Cs, <sup>141</sup> Ce, <sup>95</sup> Zr, <sup>103</sup> Ru, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (1.8)						
	Май	<sup>60</sup> Co (192) >	<sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>46</sup> Sc, <sup>54</sup> Mn, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>95</sup> Zr, <sup>90</sup> Sr (0.7)						
	Июнь	<sup>60</sup> Co (30.8) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>46</sup> Sc, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.7)						
2018	Август	<sup>59</sup> Fe (76.4) >	$ \begin{array}{c} {}^{60}\text{Co}, {}^{51}\text{Cr},  {}^{95}\text{Nb},  {}^{54}\text{Mn},  {}^{137}\text{Cs},  {}^{134}\text{Cs},  {}^{95}\text{Zr}, {}^{144}\text{Ce},  {}^{46}\text{Sc},   {}^{58}\text{Co},  {}^{106}\text{Ru}, {}^{141}\text{Ce},  {}^{103}\text{Ru},  {}^{65}\text{Zn},  {}^{90}\text{Sr}  (3.6) \end{array} $						
	Сентябрь	<sup>54</sup> Mn (45.5) >	<sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>60</sup> Co, <sup>51</sup> Cr, <sup>95</sup> Zr, <sup>137</sup> Cs, <sup>58</sup> Co, <sup>134</sup> Cs, <sup>46</sup> Sc, <sup>90</sup> Sr (1.4)						
	Октябрь	<sup>95</sup> Nb (92.0) >	<sup>95</sup> Zr, <sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>137</sup> Cs, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
	Ноябрь	<sup>137</sup> Cs (167) >	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.7)						
	Декабрь	<sup>137</sup> Cs (129) >	<sup>60</sup> Co, <sup>134</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn, <sup>90</sup> Sr (0.95)						
0.10	Апрель	<sup>60</sup> Co (38.1) >	<sup>59</sup> Fe, <sup>54</sup> Mn, <sup>46</sup> Sc, <sup>137</sup> Cs, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr (0.3)						
2019	Июль <sup>60</sup> Co (286) >		<sup>46</sup> Sc, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>95</sup> Nb, <sup>65</sup> Zn, <sup>144</sup> Ce, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>137</sup> Cs, <sup>141</sup> Ce, <sup>90</sup> Sr (0.2)						
	Август	<sup>60</sup> Co (180) >	$^{54}$ Mn, $^{46}$ Sc, $^{59}$ Fe, $^{58}$ Co, $^{95}$ Nb, $^{51}$ Cr, $^{95}$ Zr, $^{144}$ Ce, $^{141}$ Ce, $^{137}$ Cs, $^{90}$ Sr (0.5)						
	Ноябрь	$^{13}$ Cs (70.2) >	$^{60}$ Co, $^{54}$ Mn, $^{90}$ Sr (1.8)						
	Март	$^{60}Co(33.6) >$	$^{35}$ Fe, $^{34}$ Mn, $^{30}$ Nb, $^{36}$ Co, $^{157}$ Cs, $^{40}$ Sc, $^{35}$ Zr, $^{90}$ Sr (0.4)						
2020	Апрель	$^{137}$ Cs (94.9) >	$^{37}Mn, ^{10}Co, ^{37}Fe, ^{33}Nb, ^{30}Co, ^{32}Zr, ^{137}Cs, ^{30}Sr (2.0)$						
	Июнь	$^{13}$ Cs (308) >	$^{134}$ Cs, $^{33}$ Nb, $^{60}$ Co, $^{35}$ Zr, $^{144}$ Ce, $^{141}$ Ce, $^{103}$ Ru, $^{39}$ Fe, $^{46}$ Sc, $^{90}$ Sr, $^{54}$ Mn (13.4)						
	Июль	<sup>60</sup> Co (158) >	$ ^{99}$ Nb, ${}^{13}$ /Cs, ${}^{54}$ Mn, ${}^{59}$ Fe, ${}^{154}$ Cs, ${}^{46}$ Sc, ${}^{144}$ Ce, ${}^{95}$ Zr, ${}^{51}$ Cr, ${}^{106}$ Ru, ${}^{141}$ Ce, ${}^{65}$ Zn, ${}^{103}$ Ru, ${}^{58}$ Co, ${}^{90}$ Sr (9.7)						

# Периоды регистрации расширенного радионуклидного состава аэрозолей атмосферного воздуха на территории НИТИ с 2013 по 2022 годы

Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду

Год	Месяц	Ряды состава радионуклидов по убыванию объемной активности (в скобках приведена объемная активность первого и последнего радионуклида, мкБк/м <sup>3</sup> )								
	Март	<sup>60</sup> Co (374) >	<sup>46</sup> Sc, <sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>54</sup> Mn, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>144</sup> Ce, <sup>95</sup> Zr, <sup>141</sup> Ce, <sup>137</sup> Cs, <sup>134</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (1.0)							
2021	Июль	<sup>60</sup> Co (115) >	<sup>95</sup> Nb, <sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>137</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn, <sup>134</sup> Cs, <sup>95</sup> Zr, <sup>46</sup> Sc, <sup>144</sup> Ce, <sup>58</sup> Co, <sup>141</sup> Ce, <sup>106</sup> Ru, <sup>103</sup> Ru, <sup>65</sup> Zn, <sup>90</sup> Sr (9.9)							
	Сентябрь	<sup>137</sup> Cs (38.5) >	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>59</sup> Fe, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>90</sup> Sr, <sup>134</sup> Cs (0.9)							
	Май	$^{46}$ Sc (639) >	<sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>51</sup> Cr, <sup>95</sup> Nb, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>144</sup> Ce, <sup>65</sup> Zn, <sup>141</sup> Ce, <sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.1)							
2022	Июнь	<sup>59</sup> Fe (70.5) >	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>51</sup> Cr, <sup>46</sup> Sc, <sup>95</sup> Nb, <sup>58</sup> Co, <sup>95</sup> Zr, <sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr (0.2)							
	Июль	<sup>95</sup> Nb (279) >	59Fe, 60Co, 51Cr, 54Mn, 95Zr, 137Cs, 58Co, 144Ce, 134Cs, 141Ce, 103Ru, 106Ru, 46Sc, 65Zn, 90Sr (8.6)							

По происхождению техногенные радионуклиды подразделяют на три группы [6, 7]: радиоактивные продукты деления, радионуклиды активационного и коррозионного происхождения и радиоактивные трансурановые элементы. При ядерном делении урана образуется сложная смесь (свыше 200 радионуклидов), основную часть которых составляют радионуклиды с массовыми числами 95÷103 и 130÷144. Они характеризуются разными периодами полураспада (коротко- и долгоживущие) и степенью радиотоксичности (группы А, Б, В, Г и Д). Выход каждого радионуклида в реакциях деления меняется от десятков тысячных до единиц процента и зависит от делящегося материала и энергии нейтронов, вызывающих деление [7, 8].

Благодаря информации, накопленной в НИТИ за последние 10 лет, из максимального спектра гамма-излучающих радионуклидов, обнаруженных в аэрозолях воздуха на территории предприятия (табл. 1), можно выделить наиболее часто встречающиеся искусственные (техногенные) радионуклиды: <sup>134, 137</sup>Cs, <sup>58, 60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn, <sup>59</sup>Fe, <sup>95</sup>Nb, <sup>95</sup>Zr, <sup>51</sup>Cr, <sup>141, 144</sup>Ce, <sup>103, 106</sup>Ru, <sup>46</sup>Sc, <sup>65</sup>Zn. Из них к продуктам деления относятся: изотопы Cs, <sup>95</sup>Nb, <sup>95</sup>Zr, изотопы Ce, изотопы Ru. Они образуются в твэлах, которые облицованы оболочками из сплава циркония и ниобия, и их поступление во внешнюю среду возможно даже при нормальной эксплуатации АЭС. При эксплуатации АЭС допускается до 1 % газовой негерметичности оболочек твэлов из-за микротрещин по отношению к изотопам Kr, Xe и I и 0.1% при контакте теплоносителя с ядерным топливом [6].

В системе теплоносителя, кроме продуктов деления, накапливаются радионуклиды неосколочного происхождения. К ним относятся радионуклиды, образующиеся при активации ядер собственно теплоносителя и межреакторного воздушного пространства, а также активированные ядра продуктов коррозии [6]. К радионуклидам активационного и коррозионного происхождения относятся: <sup>51</sup>Cr, <sup>54</sup>Mn, <sup>58, 60</sup>Co, <sup>59</sup>Fe, <sup>65</sup>Zn, <sup>95</sup>Zr. Также к данной группе можно отнести изотоп <sup>46</sup>Sc, который образуется при нейтронной активации стабильного изотопа <sup>45</sup>Sc, присутствующего в конструкционных материалах ядерного реактора в качестве одной из легирующих добавок. Сплавы металлов со скандием обладают высокой температурной устойчивостью, повышенной прочностью, коррозионной и радиационной стойкостью [9, 10].

После технологических систем многоступенчатой очистки выбросов поступление во внешнюю среду продуктов деления ядерного топлива, радионуклидов нейтронной активации и коррозии может осуществляться и от предприятий, которые выполняют переработку твердых и жидких радиоактивных отходов, содержащих обширный спектр радионуклидов, а также в результате переплавки металлов, загрязненных радионуклидов предельно ограничивается значениями допустимых норм годовых выбросов для каждого радиационно-опасного предприятия. По действующему разрешению [11] для НИТИ ограничение годовых выбросов по суммарной аэрозольной активности составляет 4.12·10<sup>11</sup> Бк, в том числе предельно-допустимые выбросы  $^{137}$ Cs  $- 2.84 \cdot 10^{10}$  Бк,  $^{60}$ Co  $- 5.10 \cdot 10^9$  Бк,  $^{54}$ Mn  $- 1.39 \cdot 10^9$  Бк,  $^{90}$ Sr  $- 1.14 \cdot 10^{10}$  Бк.

Третья группа образования техногенных радиоактивных элементов – изотопы нептуния, плутония, америция и кюрия, в большинстве своем обладающие альфа-излучением, в рамках данной статьи не рассматривается из-за невозможности их обнаружить гамма-спектрометрическим и бета-радиометрическим методами испытаний.

Представленные в табл. 1 периоды максимумов, как правило, не связаны с зимним сезоном. Например, плановыми графиками на Ленинградской АЭС в это время обычно не предусматриваются ППР и капитальные ремонты на энергоблоках. Основная радиационная нагрузка на воздушную среду за счет деятельности предприятий АПК г. Сосновый Бор обычно приходится на весенне-летне-осенние периоды года. Практически постоянно за последние 10 лет в аэрозолях приземного воздуха на территории НИТИ присутствуют гамма-излучающие радионуклиды <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co и <sup>54</sup>Mn. Причем часто объемная активность <sup>137</sup>Cs выше регионального фонового уровня, который составляет не более  $2.0 \cdot 10^7$  Бк/м<sup>3</sup>. Два другие радионуклида <sup>60</sup>Co и <sup>54</sup>Mn – техногенного происхождения и являются продуктами деятельности местных радиационно-опасных предприятий. Высокая частота встречаемости этих радионуклидов в атмосферном воздухе на постах АСКРО на примере 2021 года показана на графике (рис. 4). Под частотой встречаемости понимается процентный вклад достоверных значений активности радионуклида (выше нижнего предела измерений НПИ) от общего количества измерений, которое составляет 12 проб в год по каждому посту.



Рис. 4. Частота регистрации радионуклидов в аэрозолях атмосферного воздуха на постах АСКРО НИТИ в 2021 году, %

Регистрация достоверных значений объемной активности <sup>90</sup>Sr в аэрозолях на контролируемой территории также велика, однако уровни его объемной активности даже в периоды основных десятилетних максимумов занимают последние места в убывающих рядах обнаруженных радионуклидов (табл.1).

Многолетняя динамика изменений содержания радионуклидов, постоянно присутствующих в воздушной среде на посту 6 АСКРО НИТИ, имеет четко выраженные периоды пиков объемной активности (рис. 5) и в большинстве случаев совпадает с временем наблюдения более расширенного состава радионуклидов (табл. 1).
Влияние объектов атомной энергетики на окружающую среду



Рис. 5. Динамика изменения объемной активности радионуклидов <sup>137</sup>Cs (синий), <sup>60</sup>Co (красный) и <sup>54</sup>Mn (зеленый) на постах АСКРО НИТИ за период 2013–2022 годов

На рис. 5 ход кривых по трем основным гамма-излучающим радионуклидам характеризует нарастание объемной активности на контролируемой территории, начиная с 2017 года. После этого времени в воздушной среде начинают регистрироваться радионуклиды, ранее не наблюдаемые в аэрозольной активности, такие как <sup>46</sup>Sc, <sup>65</sup>Zn, чаще и с большей объемной активностью появляются радионуклиды продуктов деления топлива – изотопы рутения, церия и другие. Это связано с наращиванием интенсивности работ в целом по АПК г. Сосновый Бор. Так, в 2018 году на Ленинградской АЭС продолжался капитальный ремонт на 1–3 энергоблоках РБМК-1000 (рис. 6) с выполнением очередного этапа восстановления ресурсных характеристик реакторов, связанных с операциями резки графитовой кладки, выгрузкой и разделкой ОТВС при их переводе на сухое хранение, процессами обращения с радиоактивными отходами. В декабре 2018 года был произведен останов 1-го энергоблока РБМК-1000 для вывода его из эксплуатации с последующей выгрузкой топлива из реактора, дезактивацией оборудования. В том же году проведен пуск 1 энергоблока нового поколения BBЭP-1200.



Рис. 6. Периоды ремонта энергоблоков РБМК-1000 на Ленинградской АЭС в 2018 году [5]

6 февраля реакторная установка инновационного энергоблока была выведена на минимально контролируемый уровень мощности. 15 февраля 2018 года программа физического пуска энергоблока была полностью завершена. 9 марта 2018 года с 09:19 первый энергоблок ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС (пятый по счету) синхронизирован с сетью и впервые начал выдавать киловатт-часы в единую энергетическую сеть России.

В НИТИ с 2016 года введен в эксплуатацию стендовый комплекс, предназначенный для комплексных испытаний транспортной ЯЭУ, а с 2019 года проводились эксплуатационные, ремонтные и подготовительные работы к выгрузке ядерного топлива одной из стендовых установок НИТИ, которая эксплуатировалась с 1975 года и проработала более трех полных кампаний. В 2022 году эта установка переведена в режим окончательного останова и находится на стадии вывода из эксплуатации.

Рост количества региональных радиоактивных отходов, связанных с текущей эксплуатацией ядерных реакторов и с работами в реакторных залах с «открытой зоной», повысил нагрузку на предприятия по переработке и временному хранению РАО. Эти предприятия – КПО Ленинградской АЭС, АО «Экомет-С» и СЗТО ФГУП «ФЭО» находятся в 700–900 метрах от промышленной площадки НИТИ. Поэтому последствия сочетанного действия эксплуатации всего АПК г. Сосновый Бор мы часто наблюдаем в воздушной среде на своей площадке. Сводная информация о регистрации периодов пиков аэрозольной активности на территории НИТИ относительно допустимой среднегодовой объемной активности радионуклидов (ДОА<sub>нас</sub>), установленной НРБ-99/2009 для населения [12], приведена в табл. 2.

Таблица 2

Понижающие ряды частоты обнаружения радионуклидов в аэрозолях атмосферного воздуха и периоды значений их максимальной объемной активности на постах 6 и 2 АСКРО НИТИ за период 2013-2022 годы

No	Радио-	Колич достоверны	нество IX значений	Частота рег %	истрации,	Максимальная объ Бк/	емная активность, / <sub>M<sup>3</sup></sub>	Месяц и год аэрозольно	экспозиции го фильтра	Макси относительн	амум о ДОА <sub>нас</sub> , %
	нуклид	Пост 6	Пост 2	Пост 6	Пост 2	Пост 6	Пост 2	Пост 6	Пост 2	Пост 6	Пост 2
1	$^{137}Cs$	120	120	100.0	100.0	$(3.29\pm0.86)\cdot10^4$	$(1.23 \pm 0.32) \cdot 10^4$	Февр. 2017	Февр. 2017	$1.22 \cdot 10^{-3}$	$4.56 \cdot 10^{-4}$
2	60Co	119	115	99.2	95.8	$(4.01 \pm 1.04) \cdot 10^4$	$(5.83 \pm 1.52) \cdot 10^{-5}$	Май 2022	Май 2022	$3.65 \cdot 10^{-3}$	$5.30 \cdot 10^{-4}$
3	<sup>54</sup> Mn	119	113	99.2	94.2	$(1.32 \pm 0.34) \cdot 10^4$	$(2.51 \pm 0.70) \cdot 10^{-5}$	Июль 2022	Июнь 2016	$1.83 \cdot 10^{-4}$	3.49.10 <sup>-5</sup>
4	$^{90}$ Sr	116	116	96.7	96.7	$(2.83 \pm 0.74) \cdot 10^{-5}$	$(1.56\pm0.44){\cdot}10^{-6}$	Июнь 2020	Июнь 2016	$1.05 \cdot 10^{-3}$	5.78.10 <sup>-5</sup>
5	<b>q</b> N <sub>56</sub>	57	26	47.5	21.7	$(2.79 \pm 0.73) \cdot 10^4$	$(4.33 \pm 1.13) \cdot 10^{-5}$	Июль 2022	Сент. 2013	3.88.10 <sup>-4</sup>	6.01.10 <sup>-5</sup>
9	<sup>59</sup> Fe	56	30	46.7	25.0	$(3.09\pm0.80)\cdot10^4$	$(3.84 \pm 1.00) \cdot 10^{-5}$	Май 2022	Май 2022	$1.03 \cdot 10^{-3}$	1.28.10 <sup>-4</sup>
7	<sup>58</sup> Co	56	17	46.7	14.2	$(8.89 \pm 2.31) \cdot 10^{-5}$	$(7.05 \pm 1.97) \cdot 10^{-6}$	Май 2017	Март 2020	3.87.104	3.07.10 <sup>-5</sup>
8	$^{95}\mathrm{Zr}$	52	15	43.3	12.5	$(1.00\pm0.26)\cdot10^4$	$(1.09 \pm 0.31) \cdot 10^{-5}$	Июль 2022	Июнь 2020	$4.35 \cdot 10^{-4}$	4.74.10 <sup>-5</sup>
6	$^{134}Cs$	25	11	20.8	9.2	$(2.53\pm 0.66) \cdot 10^4$	$(2.76\pm0.77)\cdot10^{-5}$	Июнь 2020	Июнь 2020	$1.33 \cdot 10^{-3}$	$1.45 \cdot 10^{-4}$
10	<sup>51</sup> Cr	19	1	15.8	0.8	$(2.45\pm 0.64){\cdot}10^4$	$(1.62 \pm 0.45) \cdot 10^{-5}$	Май 2022	Июнь 2016	9.80·10 <sup>-6</sup>	$6.48 \cdot 10^{-7}$
11	<sup>46</sup> Sc	16	10	13.3	8.3	$(6.39 \pm 1.66) \cdot 10^4$	$(5.00 \pm 1.30) \cdot 10^{-5}$	Май 2022	Май 2022	3.99.10 <sup>-3</sup>	3.13.10 <sup>-4</sup>
12	<sup>141</sup> Ce	13	4	10.8	3.3	$(8.04\pm2.09)\cdot10^{-5}$	$(1.15\pm0.32)\cdot10^{-5}$	Июнь 2020	Июнь 2020	$2.44.10^{-4}$	3.48.10 <sup>-5</sup>
13	<sup>103</sup> Ru	6	9	7.5	5	$(7.95 \pm 2.07) \cdot 10^{-5}$	$(9.94\pm0.26){\cdot}10^{-5}$	Июнь 2020	Июнь 2020	$1.73 \cdot 10^{-4}$	$2.16.10^{-5}$
14	<sup>144</sup> Ce	6	4	7.5	3.3	$(8.61 \pm 2.24) \cdot 10^{-5}$	$(1.80\pm 0.50{\cdot}10^{\text{-5}}$	Июнь 2020	Июнь 2020	$2.61 \cdot 10^{-3}$	5.45.10 <sup>-4</sup>
15	<sup>106</sup> Ru	5	2	4.2	1.7	$(3.48\pm0.97){\cdot}10^{-5}$	$(3.27 \pm 0.85) \cdot 10^{-5}$	Окт. 2017	Окт. 2017	7.91.10 <sup>-4</sup>	7.43.10 <sup>-4</sup>
16	uZ <sup>56</sup>	4	0	3.3	0.0	$(2.85\pm0.80){\cdot}10^{-5}$	I	Май 2022	I	3.96.10 <sup>-5</sup>	I

ТЕХНОЛОГИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ЯЭУ / № 4 (34) / 2023

За многолетний период мониторинга в воздушной среде промышленной площадки НИТИ зарегистрированы более 15 радионуклидов различного происхождения. Максимумы аэрозольной активности в целом по территории НИТИ чаще всего наблюдаются на посту 6 АСКРО НИТИ, который находится ближе всего к предприятиям по переработке РАО и новым энергоблокам Ленинградской АЭС. За последние 10 лет в воздушной среде зафиксированы восемь периодов основных пиков аэрозольной активности радионуклидов: февраль 2017, май 2018, июль 2019, июнь 2020, март 2021, май 2022, июль 2022 года. В эти периоды первыми тремя радионуклидами в ряду максимальной объемной активности являются <sup>46</sup>Sc (май 2022), <sup>60</sup>Co (май 2022) и <sup>137</sup>Cs (февраль 2017). Радионуклид <sup>46</sup>Sc впервые обнаружен в аэрозолях в октябре 2017 года и с этого времени его активность начала периодически регистрироваться в атмосферном воздухе.

Следует отметить, что изотопы йода в аэрозолях атмосферного воздуха на территории НИТИ за все время наблюдений были обнаружены только дважды. Это свидетельствует о высокой эффективности фильтров очистки газо-аэрозольных выбросов в НИТИ и на Ленинградской АЭС. По данным ежемесячных прямых гамма-спектрометрических измерений аэрозольных таблеток изотопы йода в приземном атмосферном воздухе были обнаружены в декабре 2020 года и в июле 2022 года. Отдельно остановимся на ситуации декабря 2020 года. В соответствии с запросом Госкорпорации «Росатом» был организован внеочередной отбор проб аэрозолей атмосферного воздуха на территории НИТИ за период 01.12.2020 – 11.12.2020 для анализа содержания <sup>131</sup>І. Впервые за последние годы в аэрозолях атмосферного воздуха на постах АСКРО был зарегистрирован<sup>131</sup> I максимальной объёмной активностью 13 мкБк/м<sup>3</sup> (1.8·10<sup>-4</sup> % от ДОА<sub>нас</sub>). В это время в выбросах НИТИ изотопы йода обнаружены не были. В дальнейшем было подтверждено, что источник его поступления на территорию НИТИ был связан с трансграничным переносом, вызванным аварийной ситуацией на главном паропроводе финской АЭС «Олкилуото» [13]. Второй раз <sup>131</sup>I в аэрозолях атмосферного воздуха был обнаружен на посту 6 в июле 2022 года объемной активностью 10 мкБк/м<sup>3</sup> – 1.4·10<sup>-4</sup> % от ДОА<sub>нас</sub>. В это время работ, связанных с выходом продуктов деления, на стендовых установках НИТИ не проводилось [14].

Из всего спектра радионуклидов, зарегистрированных с 2013 по 2022 годы на промышленной площадке НИТИ в аэрозолях атмосферного воздуха, наиболее значимыми по отношению к ДОА<sub>нас</sub> НРБ-99/2009 являются: <sup>46</sup>Sc > <sup>60</sup>Co > <sup>144</sup>Ce > <sup>134</sup>Cs > <sup>137</sup>Cs. Однако даже их максимальные уровни объемной активности являются радиоэкологически безопасными, так как они на 3–6 порядков ниже ДОА<sub>нас</sub>.

Трансграничным характером обладает и обнаруженный в аэрозолях атмосферного воздуха в октябре 2017 года <sup>106</sup>Ru. Обычно радионуклиды в аэрозолях атмосферного воздуха на территории НИТИ по активности неравномерно распределены между постами радиационного мониторинга атмосферного воздуха из-за различного удаления от региональных источников выбросов. В октябре 2017 года объемная активность <sup>106</sup>Ru была практически одинаковой на четырех постах контроля воздуха, что косвенно подтверждало его поступление от дальних источников. Выброс <sup>106</sup>Ru был также зарегистрирован европейскими лабораториями разных стран [15]. Учеными были рассмотрены несколько версий произошедшего. Предполагалось, что произошла авария на работающем ядерном реакторе, однако отсутствие других радионуклидов ее не подтвердило. Еще одной причиной появления <sup>106</sup>Ru могло стать расплавление радиоактивного источника медицинского назначения, но активность таких источников мала, чтобы обеспечить выброс подобного масштаба. Версия о падении спутника с радиоизотопным источником на основе <sup>106</sup>Ru также была опровергнута из-за относительно короткого периода его полураспада (373.6 суток), чтобы на его базе изготовить РИТЭГ (радиоизотопный термоэлектрический генератор). Кроме того, в этом случае значительное количество рутения должно было оказаться в верхних слоях атмосферы, чего обнаружено не было. Авторы [15, 16] высказали предположение, что данный выброс <sup>106</sup>Ru может быть связан и с процессом производства радиоактивного источника нейтрино на основе <sup>144</sup>Се [17], при извлечении которого из ядерного топлива образуется летучее соединение RuO<sub>4</sub>, которое может не задерживаться фильтрами очистки. Следовательно, <sup>106</sup>Ru, который впервые наблюдали на всей площадке НИТИ в октябре 2017 года на уровне 35 мкБк/м<sup>3</sup>, поступил извне и не связан с деятельностью НИТИ и других предприятий АПК г. Сосновый Бор.

Для ответа на вопрос является ли НИТИ источником образования наблюдаемого спектра техногенных радионуклидов, периодически регистрируемых в атмосферном воздухе на территории предприятия, рассмотрим многолетние данные по аэрозольной активности и радионуклидному составу выбросов нашего предприятия (табл. 3). За последние десять лет нормативы годовых допустимых выбросов (ДВ) пересматривались дважды: в 2014 году и в 2020 году.

Таблица 3

Год	Объем выброса, млн. м <sup>3</sup>	Активность, Бк/год								
		<sup>137</sup> Cs		<sup>90</sup> Sr		<sup>60</sup> Co		<sup>54</sup> Mn		Commun
		Факт	% от ДВ	Факт	% от ДВ	Факт	% от ДВ	Факт	% от ДВ	Сумма, факт
2013	1133	4.4·10 <sup>5</sup>	2.5.10-1	1.9.105	3.2.10-1	-	-	-	-	6.3·10 <sup>5</sup>
2014	1176	1.5.105	9.5.10-4	6.7·10 <sup>4</sup>	1.1.10-3	-	-	-	-	2.2.105
2015	1211	2.3·10 <sup>5</sup>	1.5.10-3	$1.2 \cdot 10^{5}$	1.9.10-3	-	-	-	-	3.5·10 <sup>5</sup>
2016	1565	$7.4 \cdot 10^4$	4.7.10-4	6.3·10 <sup>4</sup>	1.0.10-3	-	-	-	-	$1.4 \cdot 10^{5}$
2017	1199	9.8·10 <sup>3</sup>	6.2·10 <sup>-5</sup>	$4.5 \cdot 10^{3}$	7.2.10-5	-	-	-	-	$1.4 \cdot 10^4$
2018	2857	2.5·10 <sup>5</sup>	1.6.10-3	$1.2 \cdot 10^{5}$	1.9.10-3	$2.8 \cdot 10^4$	9.9.10-4	-	-	4.0·10 <sup>5</sup>
2019	2691	2.4·10 <sup>5</sup>	1.5.10-3	1.5.105	2.4.10-3	$1.4 \cdot 10^4$	5.0.10-4	-	-	4.0·10 <sup>5</sup>
2020	2721	4.1·10 <sup>5</sup>	1.4.10-3	2.3.105	2.0.10-3	$7.1 \cdot 10^4$	1.4.10-3	$1.5 \cdot 10^{4}$	1.1.10-3	7.3·10 <sup>5</sup>
2021	2448	4.6·10 <sup>5</sup>	1.6.10-3	1.3.105	1.1.10-3	6.9·10 <sup>4</sup>	1.4.10-3	8.9·10 <sup>3</sup>	6.6.10-4	6.7·10 <sup>5</sup>
2022	2047	1.5.105	5.3.10-4	6.5·10 <sup>4</sup>	5.7.10-4	$2.0.10^{5}$	3.9.10-3	-	-	4.2·10 <sup>5</sup>

Активность радионуклидов в аэрозолях годовых выбросов НИТИ относительно допустимых нормативов за десятилетний период

Как видно из табл. 3, в годовых выбросах НИТИ присутствовало не более четырех радионуклидов аэрозольной фракции, в отличие от радионуклидного спектра, наблюдаемого на постах АСКРО в аэрозолях атмосферного воздуха. За многолетний период мониторинга аэрозольная активность радионуклидов выбросов НИТИ составляла не более десятых – тысячных процента от соответствующих значений допустимых выбросов. Из десяти лет наблюдений максимальная активность аэрозолей в выбросах НИТИ приходится на 2020 год и составляет 0.73 МБк.

Чтобы определить объемную активность радионуклидов, которая должна сформироваться в атмосферном воздухе на территории поста 6 при поступлении максимального годового выброса 2020 года, проведем расчет. Для консервативной оценки допускаем, что годовой выброс активности радионуклидов в окружающую среду в 0.73 МБк произошел в течение одного месяца. В качестве исходных данных применим следующие:

- высота выброса 100 м;
- расстояние от выбросной трубы до поста 6-450 м;

- скорость выброса радионуклидов: 0.027 Бк/с (<sup>60</sup>Со), 0.160 Бк/с (<sup>137</sup>Сs), 0.089 Бк/с (<sup>90</sup>Sr), 0.006 Бк/с (<sup>54</sup>Mn);
- величина шероховатости поверхности 100 см.

Расчет объемной активности радионуклида на заданном расстоянии от источника проводим по формуле [18]:

$$A_v = Q \cdot G \cdot F(x)$$

где: А<sub>v</sub> – объемная активность радионуклида, Бк/м<sup>3</sup>;

Q – скорость выброса радионуклида, Бк/с;

G – фактор метеорологического разбавления, с/м<sup>3</sup>;

F(x) – функция истощения радиоактивного облака.

Согласно данным [6] значение фактора метеорологического разбавления для заданного источника выбросов составляет  $3.5 \cdot 10^{-7}$  с/м<sup>3</sup> при скорости ветра 1 м/с, функция истощения радиоактивного облака – 0.985. Условием расчета принято, что ветер от источника выброса в течение всего месяца направлен в сторону расположения поста 6 без учета вклада розы ветра по другим направлениям. При этом использовалась реальная скорость ветра 2.1 м/с, которая зарегистрирована в июне 2020 года метеостанцией МК-14, расположенной на посту 2 АСКРО НИТИ.

Результаты расчета приводят к следующим значениям объемной активности радионуклидов в приземном атмосферном воздухе на территории поста 6:

 ${}^{60}Co - 4.53 \cdot 10^{-9} \, \text{Ge/m}^3, \, {}^{137}Cs \ - 2.61 \cdot 10^{-8} \, \text{Ge/m}^3, \, {}^{90}Sr - 1.47 \cdot 10^{-8} \, \text{Ge/m}^3, \, {}^{54}Mn - 9.57 \cdot 10^{-10} \, \text{Ge/m}^3.$ 

Очевидно, что полученные расчетным путем с рядом допущений, завышающих результаты, уровни объемной активности радионуклидов в воздушной среде НИТИ от выбросов 2020 года существенно ниже тех, которые наблюдались на промышленной площадке в июне того же года на территории поста 6 АСКРО (табл. 2). В этот период отмечен и более расширенный состав радионуклидов в аэрозолях воздуха (табл.1). Следовательно, это радиоактивное загрязнение воздушной среды не может быть связано с эксплуатацией стендов НИТИ.

Многолетний радиационный мониторинг воздушной среды на территории НИТИ подтверждает высокую информативность аэрозолей атмосферного воздуха, как индикатора радиоактивного загрязнения воздушной среды. Наблюдаемый состав и аэрозольная активность техногенных радионуклидов позволяет оценить степень опасности выбросов не только НИТИ, но и расположенных вблизи предприятий атомно-промышленного комплекса г. Сосновый Бор при сочетанном эффекте воздействия на окружающую воздушную среду.

#### Заключение

На основании анализа данных десятилетнего мониторинга радиационного состояния аэрозолей приземного атмосферного воздуха на территории НИТИ определены периоды появления пиков расширенного спектра и объемной активности радионуклидов коррозионного и активационного происхождения и продуктов деления. Минимальная аэрозольная активность и количество радионуклидов в воздушной среде зарегистрированы, как правило, в зимний период.

Начиная с 2017 года, отмечен рост объемной активности аэрозолей атмосферного воздуха. Периодические всплески аэрозольной активности наблюдаются после 2018 года, причем по отдельным радионуклидам заметна тенденция к росту.

C 2013 по 2022 годы на четырех постах АСКРО НИТИ при непрерывной экспозиции фильтров в течение условного месяца в воздушной среде максимально наблюдалось порядка 15 радионуклидов техногенного происхождения. Из них первые десять по активности убывают в ряду:  ${}^{46}$ Sc,  ${}^{60}$ Co,  ${}^{106}$ Ru,  ${}^{137}$ Cs,  ${}^{59}$ Fe,  ${}^{95}$ Nb,  ${}^{134}$ Cs,  ${}^{51}$ Cr,  ${}^{54}$ Mn,  ${}^{95}$ Zr. Частота регистрации  ${}^{137}$ Cs,  ${}^{60}$ Co,  ${}^{54}$ Mn близка к 100 %.

Изотопы йода за десять лет наблюдений в аэрозолях атмосферного воздуха не были обнаружены, кроме двух случаев регистрации <sup>131</sup>I: в декабре 2020 года (13 мкБк/м<sup>3</sup>) и в июле 2022 года (10 мкБк/м<sup>3</sup>). При этом уровни его объемной активности были безопасны – десятитысячные доли процента от допустимой среднегодовой объемной активности радионуклидов (ДОА<sub>нас</sub>), установленной для населения по НРБ-99/2009. В декабре 2020 года возможным источником поступления <sup>131</sup>I на территорию НИТИ был трансграничный перенос загрязненных воздушных масс от аварийной ситуации на финской АЭС «Олкилуото».

Из состава обнаруженных радионуклидов максимальная объемная активность в атмосферном воздухе приходится на <sup>46</sup>Sc – 640 мкБк/м<sup>3</sup> в мае 2022 года. Относительно федеральных допустимых уровней ДОА<sub>нас</sub> это значение не превышает 0.0040 %. На втором месте по радиационной значимости для населения, в том же мае 2022 года, следует <sup>60</sup>Co – 0.0037 %. Максимальные уровни других радионуклидов в аэрозольной активности воздуха являются еще более безопасными, так как они на 4–6 порядков ниже ДОА<sub>нас</sub>.

При рассмотрении фактических аэрозольных выбросов со стендовых установок НИТИ консервативными расчетами показано, что наблюдаемое загрязнение атмосферного воздуха на территории НИТИ является следствием комплексного влияния эксплуатации близлежащих предприятий атомно-промышленного комплекса г. Сосновый Бор.

Приведенные результаты исследований актуальны для углубленного изучения источников формирования загрязнения воздушной среды радионуклидами на контролируемой территории НИТИ за счет работы смежных предприятий и процессов обращения с радиоактивными отходами.

Полученная информация позволяет оценить радиационное состояние воздушной среды в районе АПК г. Сосновый Бор до пуска инновационных энергоблоков ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС, а также после ввода их в эксплуатацию на фоне выработавших свой ресурс энергоблоков РБМК-1000.

### Conclusions

Seasonal peaks of extended spectrum and activity of corrosion and activation generated radionuclides and fission products are determined based on analysis of ten-year monitoring data for aerosol radioactivity in the surface air at NITI site. Minimum aerosol activity and amount of radionuclides in the air were measured, as a rule, in winter.

Since 2017, an increase in the volumetric activity of atmospheric aerosols has been detected. Periodic bursts of aerosol activity have been observed since 2018. There has been a tendency for amounts of radionuclides to increase.

A maximum of 15 anthropogenic airborne radionuclides were observed with continuous exposure of filters at four NITI's AERMS stations during a standard month within 2013 - 2022 years. The first ten in descending order by activity are <sup>46</sup>Sc, <sup>60</sup>Co, <sup>106</sup>Ru, <sup>137</sup>Cs, <sup>59</sup>Fe, <sup>95</sup>Nb, <sup>134</sup>Cs, <sup>51</sup>Cr, <sup>54</sup>Mn, and <sup>95</sup>Zr. The detection frequency of <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co, and <sup>54</sup>Mn is close to 100 %.

For ten observation years, no iodine isotopes in atmospheric aerosols have been detected, except for two cases with <sup>131</sup>I: in December 2020 (13  $\mu$ Bq/m<sup>3</sup>) and July 2022 (10  $\mu$ Bq/m<sup>3</sup>). Moreover, the

activity level of this isotope was safe – ten thousand fractions of one percent of the annual permissible radionuclide activity limit for public exposure. In December 2020, a suspected source of <sup>131</sup>I arrival at NITI territory was transboundary transport of contaminated air from the Olkiluoto NPP in Finland where an incident occurred.

Among the detected radionuclides, <sup>46</sup>Sc showed the maximum activity in the atmospheric air: 640  $\mu$ Bq/m<sup>3</sup> in May 2022. This value is no higher than 0.0040 % of the Federal permissible activity limit. The <sup>60</sup>Co was the second in the activity value, 0.0037 %, also in May 2022. Maximum levels of other radionuclides in the airborne activity are even safer, because they are 4–6 orders of magnitude below the permissible activity limit for public exposure.

A conservative estimation of actual aerosol emissions from NITI's facilities has shown that the observed contamination of atmospheric air at NITI territory is a result of a complex impact of the neighboring nuclear facilities in Sosnovy Bor area.

The presented results of the studies are important for careful consideration of sources of air contamination by radionuclides in the monitored area of NITI where this contamination results from operation of the neighboring nuclear facilities and waste management processes.

The obtained information is useful for assessing the radiological condition of the atmosphere in the Sosnovy Bor nuclear industrial area before and after startup of innovative VVER-1200 power units with consideration of time-expired RBMK nuclear reactors.

### Литература

- 1. *Исмаилов* Ф. Атмосферный аэрозоль. LAP LAMBERT Academic Publishing, 2019.– 292 с. – ISBN: 978-613-9-45431-0
- 2. *Ивлев Л.С.* Химический состав и структура атмосферных аэрозолей. Л.: Издательство ЛГУ им. А.А. Жданова, 1982. – 366 с.
- 3. *Кондратьев К.Я.* Атмосферный аэрозоль / К.Я. Кондратьев, Н.И. Москаленко, Д.В. Поздняков. Л.: Гидрометеоиздат, 1983. 224 с.
- 4. Вестник ЛАЭС: корпоративная газета / АО «Концерн «Росэнергоатом». 2013 2022.
- 5. Юнге Х. Химический состав и радиоактивность атмосферы. М.: Мир, 1965. 424 с.
- 6. *Гусев Н.Г.* Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник / Н.Г. Гусев, В.А. Беляев. М.: Энергоатомиздат, 1991. 256 с.
- Радиоактивность экосистем: учебное пособие / О.Р. Бадрутдинов, Р.С. Тюменев, Э.А. Шуралев, М.Н. Мукминов. – Казань: Казанский университет, 2017. – 201 с. – ISBN: 5-283-03025-3.
- Василенко И.Я. Продукты ядерного деления урана и плутония [Электронный реcypc]. – URL: <u>http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/Uranium&PlutoniumFissionProduct</u> <u>s.pdf</u> (Дата обращения: 23.10.2023).
- 9. *Янин Е.П.* Скандий в окружающей среде (распространенность, техногенные источники, вторичные ресурсы) // Проблемы окружающей среды и природных ресурсов. 2007. № 8. с. 70–90.
- 10. Баженов В.А. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: справочное издание / В.А. Баженов, Л.А. Булдаков, И.Я. Василенко [и др.] Л.: Химия, 1990. 464 с. ISBN: 5-7245-0216-Х.

- 11. Разрешение на выброс радиоактивных веществ в атмосферный воздух для ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», выданное Северо-европейским межрегиональным территориальным управлением по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, № СЕ-ВРВ-210-67, 2020, действующее до 27.02.2027. – 11 с.
- 12. СанПин 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы СПб: ЦОТПБСППО, 2010. 100 с.
- На финской АЭС «Олкилуото» после аварии повысился радиационный фон [Эл. pecypc]. – URL: <u>https://eadaily.com/ru/news/2020/12/11/na-finskoy-aes-olkiluoto-posle-avarii-povysilsya-radiacionnyy-fon</u> (дата обращения: 24.10.2023).
- 14. Отчет по экологической безопасности ФГУП «НИТИ имени А.П. Александрова». 2022. 71 с.
- Masson O. Airborne concentrations and chemical considerations of radioactive ruthenium from an undeclared major nuclear release in 2017 / O. Masson, G. Steinhauser, D. Zok [et all.] // Proceedings of the National Academy of Sciences (PNAS), 2019. – Vol. 116, № 34. – P. 16750-16759.
- 16. Isotope cloud linked to failed neutrino source [Эл. pecypc] // American association for the advancement of science. URL: <u>https://www.science.org/doi/10.1126/</u> <u>science.359.6377.729</u> (дата обращения: 26.10.2023).
- Production of High Specific Activity 144Ce for Artificial Sources of Antineutrinos / A.S. Gerasimov, V.N. Kornoukhov, I.S. Sal'dikov, G.V. Tikhomirov // Atomic Energy. – 2014. – № 116. – p. 54–59.
- 18. Метод расчета эффективных доз облучения населения, обусловливаемых газоаэрозольными выбросами стендов НИТИ: № 05-03-133М, инв. № 7611/и. – Сосновый Бор: ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», 2003. – 13 с.

# ПРАВИЛА ПОДАЧИ МАТЕРИАЛОВ

## для публикации в рецензируемом научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ»

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 научнотехническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»;
- копии документов о возможности открытого опубликования статьи в сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок»;
- «Лицензионный договор», заполненный и подписанный всеми соавторами.

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

# ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ И СОДЕРЖАНИЮ СТАТЕЙ,

# публикуемых в научно-техническом сборнике «Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ»

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

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

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

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

#### Информация для авторов

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

## Тематические рубрики научно-технического сборника

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

### 1. Условия опубликования статей

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

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

#### 2. Правила оформления статей

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

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

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

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

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

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

- 2.3.2 Иллюстрации не должны быть менее 6 см по ширине (расположение на одну колонку) и более 17 см (на полосу).
- 2.3.3 Графики, диаграммы, схемы желательно готовить в векторных графических редакторах (CorelDRAW, Adobe Illustrator) и предоставлять в формате той программы, в которой они были выполнены (\*.cdr, \*.ai), или в формате \*.eps. Для остальных иллюстраций желательны форматы \*.tif, \*.jpg.
- 2.3.4 Фотографии желательно предоставлять в двух вариантах. Первый соответствующий оригиналу со всеми надписями и обозначениями; второй чистый (без текста, обозначений и пр.). Желательный формат файлов (\*.tif), (\*.jpg).

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

2.5 Библиографические записи в списке литературы приводятся в той же последовательности, что и упоминаются в тексте статьи, или в алфавитном порядке (по фамилиям авторов или заглавиям документов. Библиографические записи произведений авторов-однофамильцев располагают в алфавите их инициалов.

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

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

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

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

2.10 Адрес редакции: 188540 Сосновый Бор, Ленинградская область, Копорское шоссе д. 72, ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», телефон: 8 (813-69) 6-05-46, факс: 8 (813-69) 2-36-72; E-mail: foton@niti.ru — с пометкой «В редакцию научно-технического сборника».

Выпускающий редактор: Крюков Ю.В.

Дизайн и вёрстка: Куликова Е.В.

Подписано в печать 25.12.2023. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать цифровая. Формат 60×90/8. Усл. печ. л.11,75. Заказ . 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