

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Глобальная ядерная безопасность

(научно-практический журнал)

ISSN 2305-414X (Print), ISSN 2499-9733 (Online)

Том 15, № 2 (55), 2025

Журнал включен в перечень ВАК РФ (1063)

Научные специальности:

- 1.2.2. Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ (технические науки)
2.2.11. Информационно-измерительные и управляющие системы (технические науки),
2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность (технические науки),
5.2.3. Региональная и отраслевая экономика (экономические науки)

Главный редактор:

Михаил Николаевич Стриханов, доктор физ.-мат. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Заместитель главного редактора:

Валентина Анатольевна Руденко, доктор соц. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Выпускающий редактор:

Надежда Ивановна Лобковская, канд. филос. наук, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Редакционная коллегия:

Владимир Петрович Поваров, доктор техн. наук, Нововоронежская АЭС, Российская Федерация

Мажын Канпинович Скаков, доктор физ.-мат. наук, профессор, Восточно-Казахстанский университет, Казахстан

Валентин Ефимович Шукинунов, доктор техн. наук, профессор, Центр тренажеростроения и подготовки персонала, Российская Федерация

Лю Дамин, профессор, Китайский институт ядерной энергетики, Китай

Александр Викторович Чернов, доктор техн. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Александр Прокопьевич Елохин, доктор техн. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Юрий Иванович Пимшин, доктор техн. наук, профессор, Донской государственный технический университет, Российская Федерация

Абдель-Монем Мохамед Эл-Батахи, Центральный металлургический научно-исследовательский институт, Египет

Валерий Вольфович Кривин, доктор техн. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Виктор Иванович Ратушный, доктор физ.-мат. наук, профессор, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Андрей Александрович Сальников, канд. техн. наук, Ростовская АЭС, Российская Федерация

Александр Аркадьевич Лапкис, канд. техн. наук, НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Сергей Эдуардович Гок, PhD в области техн. наук, Институт производственных систем и технологий конструирования ИПК Общества Фраунгофера, Германия

Юлий Львович Чигиринский, доктор техн. наук, профессор, Волгоградский государственный технический университет, Российская Федерация

Александр Евгеньевич Зверовицков, доктор техн. наук, доцент, Пензенский государственный университет, Российская Федерация

Александр Рональдович Ингеманссон, доктор техн. наук, АО «ФНПЦ «Титан-Баррикады», Российская Федерация

Мария Владимировна Головки, доктор экон. наук, Кубанский государственный аграрный университет имени И.Т. Трубилина, Российская Федерация

Наталья Дмитриевна Родионова, доктор экон. наук, Ростовский государственный экономический университет (РИНХ), Российская Федерация

Наталья Михайловна Фоменко, доктор экон. наук, РЭУ им. Г.В. Плеханова, Российская Федерация

Александр Николаевич Шилин, доктор техн. наук, профессор, Волгоградский государственный технический университет, Российская Федерация

Компьютерная верстка:

Ольга Юревна Васильева, инженер издательско-полиграфического сектора, ВИТИ НИЯУ МИФИ, Российская Федерация

Регистрация СМИ:	Журнал зарегистрирован Федеральной службой по надзору в сфере связи, информационных технологий и массовых коммуникаций 11 ноября 2011 года (Свидетельство ПИ № ФС77-47155 от 3.11.2011 г. – печатное издание). Первый номер журнала вышел в декабре 2011 года
Периодичность:	4 номера в год
Учредитель и издатель:	Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
Адрес редакции:	115409, Россия, г. Москва, Каширское шоссе, д. 31
Типография:	ИПС ВИТИ НИЯУ МИФИ, 347360, Россия, Ростовская обл., г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94
Сайт:	https://glonucsec.elpub.ru
Тираж:	300 экз.
Цена:	Свободная
Подписной индекс:	10647 (объединенный каталог «Пресса России»)
Выход в свет:	26.06.2025



Москва

National Research Nuclear University MEPhI

Nuclear Safety

ISSN 2305-414X (Print), ISSN 2499-9733 (Online)

Vol. 15, No. 2, 2025

Editor-in-Chief:

Mikhail N. Strikhanov, Dr. Sci. (Phys.-math.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Deputy Editor-in-Chief:

Valentina A. Rudenko, Dr. Sci. (Soc.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Executive Editor:

Nadezhda I. Lobkovskaya, Cand. Sci. (Philos.), MEPhI, Russian Federation

Editorial Staff:

Vladimir P. Povarov, Dr. Sci. (Eng.), Novovoronezh NPP, Russian Federation

Mazhin K. Skakov, Dr. Sci. (Phys. and Math.), Professor, Kazakhstan

Valentin E. Shukshunov, Dr. Sci. (Eng.), Professor, LLC «Simulator Center and Staff Training», Russian Federation

Liu Daming, Professor, Chinese nuclear power institute, CIAE, China

Alexandr V. Chernov, Dr. Sci. (Eng.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Alexandr P. Elokhin, Dr. Sci. (Eng.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Yuri I. Pimshin, Dr. Sci. (Eng.), Professor, Don State Technical University, Russian Federation

Abdel-Monem Mohamed EI-Batahy, Dr. Philos. Central Metallurgical Research and Development Institute, Egypt

Valery V. Krivin, Dr. Sci. (Eng.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Viktor I. Ratushny, Dr. Sci. (Phys. and Math.), Professor, MEPhI, Russian Federation

Andrey A. Salnikov, Cand. Sci. (Eng.), Rostov NPP, Russian Federation

Aleksandr A. Lapkis, Cand. Sci. (Eng.), MEPhI, Russian Federation

Sergei E. Gook, PhD, Fraunhofer Institute for Production Systems and Design Technology IPK, Germany

Yuliy L. Chigirinsky, Dr. Sci. (Eng.), Professor, Volgograd State Technical University, Russian Federation

Alexander E. Zverovshchikov, Dr. Sci. (Eng.), Associate Professor Penza State University, Russian Federation

Alexander R. Ingemansson, Dr. Sci. (Eng.), JSC FNPC «Titan-Barricades», Russian Federation

Maria V. Golovko, Dr. Sci. (Econ.), Kuban SAU, Russian Federation

Natalia D. Rodionova, Dr. Sci. (Econ.), Rostov State University of Economics (RINH), Russian Federation

Natalia M. Fomenko, Dr. Sci. (Econ.), Plekhanov Russian University of Economics, Russian Federation

Alexander N. Shilin, Dr. Sci. (Eng.), Volgograd State Technical University, Russian Federation

Computer layout:

Olga Yu. Vasileva, Engineer of Publishing and Printing Sector, VETI NRNU MEPhI, Russian Federation

Founded in November, 2011
Quarterly

Founder and Publisher:

Editorial address:

Printing house:

Website:

The circulation is:

The price:

The subscription index is:

Published on:

Reg. № FS77-47155, November, 3 2011

National Research Nuclear University MEPhI

Kashirskoe shosse 31, Moscow, 115409, Russian Federation

PPS VETI NRNU MEPhI, Lenin Street, 73/94, Rostov region, Volgodonsk, 347360, Russian Federation

<https://glonucsec.elpub.ru>

300 copies

Is free

10647 in the catalogue «Press of Russia»

26.06.2025



Moscow

СОДЕРЖАНИЕ

Том 15, № 2 (55), 2025

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Организация действий персонала АЭС при сейсмических воздействиях: опыт площадки АЭС «Аккую» после землетрясений 6 февраля 2023 года <i>И.И. Зайкин, С.И. Рясный</i>	5
Радиационная обстановка и дозы облучения в Российской Федерации <i>В.В. Костерев, А.Г. Цовьянов, А.Г. Сивенков, В.Е. Журавлева</i>	12

ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ОБОРУДОВАНИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Пустотный эффект реактивности в многоцелевом тестовом исследовательском реакторе МТИР-СКД <i>А.С. Латин, Ю.Н. Волков, С.А. Субботин</i>	24
Разработка и проектирование вентиляторной градирни АЭС <i>С.С. Синятникова, М.М. Бакланов, С.М. Бурдаков, Ю.В. Заяров</i>	36
Расчетное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного реактора с изменяемым спектром нейтронов <i>И.Ш. Кускеев, В.В. Семишин, Е.А. Лебедева, Я.Д. Столотнюк</i>	46

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Об учете влияния гетерогенного эффекта в парообразовании на нейтронно-физические характеристики ТВС реактора BWR <i>Р.А. Внуков, В.В. Колесов</i>	56
Извлечение твердых радиоактивных отходов из хранилищ при их консервации способом битумирования <i>Н.В. Чегонов, Е.А. Ванина, В.В. Шилков, М.Е. Иванов</i>	64
Герметизация кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов с применением полимерных композиций <i>В.П. Поваров, В.С. Росновский, А.В. Дорошенко, Д.В. Чернышов, С.В. Росновский, В.И. Заболотный, И.В. Заболотный, Д.Х. Кулев</i>	76

КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ И СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Влияние стоимости пристанционной переработки ОЯТ на эффективность инвестиций в АЭС с быстрым реактором <i>Ю.А. Мамаев, В.В. Харитонов</i>	87
Фрейм как инструмент нейропедагогики в обучении студентов математике <i>Н.П. Василенко, Н.Ю. Шапошникова</i>	100
Будущее атомной энергетики в контексте современных социальных изменений <i>Е.Л. Локонова, А.В. Железнякова, М.В. Рыбышев</i>	107
Авторский указатель номера 2 (55), 2025	119

CONTENTS

Vol. 15, No 2, 2025

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

Arranging activities of NPP personnel in case of seismic impacts: Akkuyu NPP experience after earthquakes on February 6, 2023

I.I. Zaykin, S.I. Rysny..... 5

Radiation situation and radiation doses in the Russian Federation

V.V. Kosterev, A.G. Tsovyanov, A.G. Sivenkov, V.E. Zhuravleva..... 12

DESIGN, MANUFACTURING AND COMMISSIONING OF NUCLEAR INDUSTRY EQUIPMENT

Void reactivity effect in the MTIR-SKD multipurpose test research reactor

A.S. Lapin, Y.N. Volkov, S.A. Subbotin..... 24

Development and design of NPP fan cooling tower

S.S. Sinyatnikova, M.M. Baklanov, S.M. Burdakov, Y.V. Zayarov..... 36

Computational modeling of the neutron-physical characteristics of the core of a water-cooled reactor with a variable neutron spectrum

I.Sh. Kuskeev, V.V. Semishin, E.A. Lebedeva, Y.D. Stolitnyuk..... 46

OPERATION OF FACILITIES NUCLEAR INDUSTRY

The influence of the heterogeneous effect in vaporization on the neutron-physical characteristics of BWR fuel assembly

R.A. Vnukov, V.V. Kolesov..... 56

Extraction of solid radioactive waste from storage facilities during their preservation by bitumen treatment

N.V. Chegonov, E.A. Vanina, V.V. Shilkov, M.E. Ivanov..... 64

Sealing roofs of radioactive waste storage facilities and other radiation-hazardous facilities using polymer compositions

*V.P. Povarov, V.S. Rosnovsky, A.V. Doroshenko, D.V. Chernishev, S.V. Rosnovsky,
V.I. Zabolotniy, I.V. Zabolotniy, D.X. Kulev*..... 76

SAFETY CULTURE AND SOCIO-ECONOMIC ASPECTS DEVELOPMENT PLACEMENT TERRITORIES NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

Spent nuclear fuel reprocessing cost impact on investment efficiency in fast reactor NPPs

Y.A. Mamaev, V.V. Kharitonov..... 87

Frame as a neuropsychological tool in teaching mathematics

N.P. Vasilenko, N.Yu. Shaposhnikova..... 100

The future of nuclear energy in the context of modern social changes

E.L. Lokonova, A.V. Zheleznyakova, M.V. Ryabyshev..... 107

Author Index of 2, 2025..... 119

**ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И
ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**
NUCLEAR, RADIATION AND
ENVIRONMENTAL SAFETY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-01>

EDN CPQCRW

Оригинальная статья / Original paper



**Организация действий персонала АЭС при сейсмических воздействиях:
опыт площадки АЭС «Аккую» после землетрясений 6 февраля 2023 года**

И.И. Зайкин¹ ✉, С.И. Рясный²

¹АО «Аккую Нуклеар», Турецкая Республика

²Национальный исследовательский университет «МЭИ»

✉ zaykin@hotmail.com.

Аннотация. Представлены данные по опыту функционирования площадки АЭС «Аккую» в условиях разрушительных землетрясений в Турции 6 февраля 2023 года. В соответствии с реакцией персонала площадки АЭС «Аккую» на землетрясения рассмотрены подходы к организации действий персонала при сейсмических воздействиях в соответствии с действовавшими на тот момент локальными нормативными документами. Приведен обзор международного опыта по нормативному регулированию в части реагирования персонала АЭС на землетрясения и сравнение с российскими подходами. Выявлены нормативные и организационные пробелы в части реагирования персонала как в локальных нормативных документах АО «Аккую Нуклеар», так и в действующих на АЭС российских нормативных документах. При анализе практики стран с развитой ядерной отраслью подтверждена необходимость наличия четких и гибких процедур реагирования даже при сейсмических воздействиях, не достигших проектного уровня. В целях устранения выявленных организационных проблем разработаны и внедрены мероприятия по доработке локального регламента «Действия по выполнению предупредительных мер при угрозе возникновения чрезвычайных ситуаций на площадке АЭС «Аккую» путем включения в него мер по реагированию и действиям персонала. Предложены меры по совершенствованию сейсмического мониторинга на площадке, впервые закрепившие механизм срочного оповещения о зарегистрированных сейсмических колебаниях при ускорении грунта $\geq 0,01g$ на площадке АЭС «Аккую» или в городе массового проживания персонала в течение одного часа после события. Предложены инженерно-организационные меры по повышению уровня защищенности персонала и оборудования. Отмечено, что российские федеральные нормы НП-064-17, ориентированные на учет параметров воздействия при проектировании и эксплуатации, не охватывают аспекты реагирования на сейсмические события малой и средней интенсивности. Обоснована необходимость доработки нормативной базы путем дополнения норм НП-064-17 в части формализации уровней реагирования и оповещения персонала при таких сейсмических событиях, что позволит стандартизировать действия персонала и предотвратить неоправданные риски.

Ключевые слова: АЭС, землетрясение, сейсмостойкость, сейсмическое воздействие, максимальное горизонтальное ускорение грунта, максимальное расчетное землетрясение, проектное землетрясение, персонал, безопасность.

Для цитирования: Зайкин И.И., Рясный С.И. Организация действий персонала АЭС при сейсмических воздействиях: опыт площадки АЭС «Аккую» после землетрясений 6 февраля 2023 года. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):5–11. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-01>

For citation: Zaykin I.I., Ryasny S.I. Arranging activities of NPP personnel in case of seismic impacts: Akkuyu NPP experience after earthquakes on February 6, 2023. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):5–11. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-01>

**Arranging activities of NPP personnel in case of seismic impacts: Akkuyu NPP experience
after earthquakes on February 6, 2023**

Ivan I. Zaykin¹ ✉, Sergey I. Ryasny²

¹JSC «Akkuyu Nuclear», Republic of Turkey

²National Research University «Moscow Power Engineering Institute»

✉ zaykin@hotmail.com

Abstract. Data on the Akkuyu NPP operating experience in the conditions of devastating earthquakes in Turkey on February 6, 2023 are presented. In accordance with the response of the Akkuyu NPP personnel to earthquakes, approaches to organizing personnel actions during seismic impacts in accordance with local regulatory documents in force at that time are considered. An overview of international experience in regulatory regulation regarding the response of NPP personnel to earthquakes and a comparison with Russian approaches is given. Regulatory and organizational gaps have been identified in terms of staff response both in the local regulatory documents of Akkuyu Nuclear JSC and in the Russian regulatory documents in force at the NPP. The analysis of countries with a developed nuclear industry confirms the need for clear and flexible response procedures, even in case of seismic impacts that have not reached the design level. In order to eliminate the identified organizational problems, activities are developed and implemented to finalize the local regulations «Actions for the implementation of preventive measures in case of a threat of emergency situations at the Akkuyu NPP site» by including activities for the response and actions of personnel. Activities are proposed to improve seismic monitoring at the site which for the first time established an urgent notification mechanism for recorded seismic fluctuations with ground acceleration $\geq 0.01g$ at the Akkuyu NPP or in a city of mass residence of personnel within one hour after the event. Engineering and organizational activities are proposed to increase the level of safety of personnel and equipment. It is noted that the Russian federal standards NP-064-17, which focus on consideration of impact parameters during design and operation, do not cover aspects of responding to low- and medium-intensity seismic events. The need to refine the regulatory framework by supplementing the norms of NP-064-17 in terms of formalizing the levels of response and notification of personnel in such seismic events is justified, which will standardize the actions of personnel and prevent unjustified risks.

Keywords: nuclear power plant, earthquake, seismic resistance, seismic impact, peak ground acceleration, safe shutdown earthquake, operating basis earthquake, personnel, safety.

Атомная электростанция «Аккую» строится на побережье Средиземного моря в провинции Мерсин Турецкой Республики. Площадка расположена на удалении от активных сейсмотектонических разломов, в том числе Восточно- и Северо-Анатолийского. Согласно картам сейсмиче-

ской опасности управления по чрезвычайным ситуациям Турции (AFAD) [1] и международной модели землетрясений (GEM) [2] уровень опасности в точке размещения станции не превышает $0,18g$ при вероятности превышения 10% за 50 лет (рис. 1).

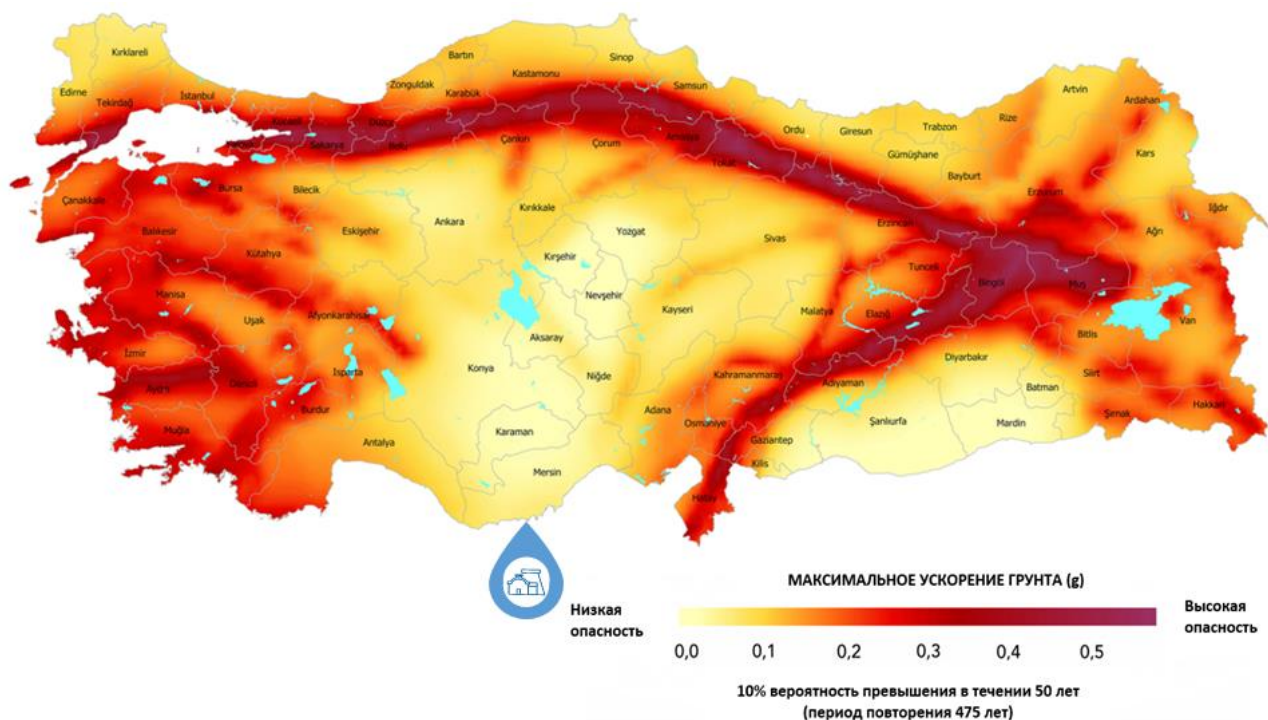


Рисунок 1. Карта сейсмической опасности Турции
Figure 1. Seismic Hazard Map of Turkey

Для целей проектирования АЭС предусмотрены 3 категории сейсмостойкости и соответствующие максимальные горизонтальные ускорения грунта (PGA):

I категория сейсмостойкости соответствует $PGA=0,388g$ (максимальное расчетное землетрясение – МРЗ);

II категория сейсмостойкости соответствует $PGA=0,194g$ (проектное землетрясение – ПЗ);

III категория сейсмостойкости соответствует $PGA=0,1g$.

Сооружения АЭС «Аккую» I и II категории сейсмостойкости размещаются на скальных основаниях. Для мониторинга используется локальная сеть сейсмического мониторинга, интегрированная в национальную сейсмическую сеть Турецкой Республики сейсмостанциям Обсерватории Кандилли и Института исследований землетрясений университета Богазичи (KOERI) [3].

В соответствии с российскими федеральными нормами НП-064-17¹ на всех этапах жизненного цикла АЭС должно осуществляться наблюдение за сейсмической обстановкой, а также обеспечиваться устойчивость систем и элементов, важных для безопасности. В то же время в этом документе отсутствуют четкие указания о действиях персонала при сейсмических событиях с интенсивностью, не превышающей проектную, механизмы оповещения персонала о прохождении событий такой интенсивности, процедуры оперативного информирования работников и оценки уровня воздействия.

В странах с развитой ядерной энергетикой и высоким уровнем сейсмической активности разработаны комплексные подходы к реагированию персонала АЭС на землетрясения. Ниже представлены систематизированные примеры таких решений.

Япония. После аварии на АЭС «Фукусима-1» в 2011 г. японский регулятор (NRA) и Японское агентство атомной энергии (JAEA) внедрили многоуровневую систему реагирования. В нормативных документах (JAEA Guidelines, NRA Requirements) установлены уровни реагирования по национальной японской шкале сейсмической интенсивности (JMA):

- при интенсивности по нормам MSK-64 ≥ 5 баллов – временный выход из зданий;
- ≥ 6 баллов – сбор в безопасных зонах;
- ≥ 7 баллов – эвакуация.

Оперативный персонал укрывается в сейсмостойких помещениях с автономным питанием. Лифты блокируются автоматически. Обязательны ежегодные тренировки и стресс-тесты по стандартам МАГАТЭ.

США. Нормативные документы Комиссии по ядерному регулированию (U.S. NRC), устанавливающие строгие требования к планам аварийного реагирования, включая регламентацию действий персонала по оповещению, эвакуации и переходу между уровнями аварийной готовности на основе определенных пороговых значений [4]. Дополнительно, методология оценки запаса сейсмостойкости (SMA), позволяет количественно определять устойчивость критически важного оборудования при сейсмических воздействиях, превышающих проектные параметры, и, соответственно, формализовать действия при подобных сценариях [5].

Франция. Система обеспечения аварийной готовности ядерных объектов интегрирована в процессы периодических переоценок безопасности, проводимых каждые десять лет. Эти комплексные оценки включают детальный анализ сейсмической устойчивости станций и адаптацию эксплуатационных процедур к актуальным данным. Управление реагированием осуществляется в соответствии с национальными регуляторными руководствами [6].

Китай. Согласно отчету китайского регулятора, NNSA [7] реализована поэтапная эвакуация персонала с визуальным и аудиосопровождением. При этом присутствуют наблюдатели на выходах, используются временные укрытия. Документы основаны

¹ НП-064-17. Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии. – Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. – 70 с. – Режим доступа: https://docs.secncs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-064-17/%D0%9D%D0%9F-064-17_conv.pdf (дата обращения: 15.01.2025).

на национальных нормах и стандартах МАГАТЭ (IAEA) [8,9,10].

Таким образом, общий элемент для всех рассмотренных стран заключается в наличии четко регламентированных действий по эвакуации и оповещению персонала, а также систематизации реагирования при достижении пороговых значений сейсмических воздействий. Эти подходы подчеркивают важность формализации процедур даже при событиях, не превышающих проектные пределы.

В действующих российских нормативных документах² отсутствуют формализованные уровни реагирования персонала:

- не введены пороги интенсивности землетрясения или ускорений (PGA) для активации оповещения;
- эвакуация персонала при слабых и умеренных землетрясениях не регламентирована;
- полномасштабные визуальные обходы после сейсмических событий не обязательны;
- отсутствует централизованная система оперативного информирования;
- тренировки действий персонала при землетрясениях не входят в стандартную программу гражданской обороны и чрезвычайных ситуаций (ГО и ЧС).

Таким образом, российская система ориентирована на конструкционную устойчивость, но не регламентирует действия персонала при землетрясениях. Это требует

нормативного уточнения и внедрения лучших международных практик.

6 февраля 2023 г. в Турции произошло два мощных землетрясения магнитудой 7,7 и 7,6. Расстояние от эпицентра до площадки строительства АЭС «Аккую» составило около 336 км. Согласно данным сети сейсмологических станций, на площадке строительства АЭС «Аккую» были зарегистрированы максимальные горизонтальные ускорения в пределах 0,005g (рис. 2). Хотя параметры воздействий оказались значительно ниже проектных, события были физически ощутимыми и вызвали обеспокоенность персонала. Отсутствие регламентированных действий и автоматического информирования выявило существенные пробелы в готовности АЭС к сейсмическим событиям.

На основе анализа нормативной базы, международного опыта и конкретной практики разработаны следующие предложения:

Нормативные предложения:

- Установить в НП-064-17 минимальный порог оперативного информирования (магнитуда ≥ 4 или ≥ 5 баллов по шкале MSK-64);
- Закрепить требование по организации процедуры оценки параметров сейсмического события при превышении данного порога;
- Ввести уровни информирования, эвакуации и возвращения персонала в здания по шкале MSK-64.

Инженерно-организационные меры:

- визуальная маркировка зданий и сооружений по категории сейсмостойкости (I, II, III);
- резервное использование данных KOERI и AFAD для быстрой оценки событий;
- включение механизма реагирования в планы ГО и ЧС и обеспечение персонала противоаварийными комплектами;
- регулярные обучения и тренировки персонала действиям при землетрясениях;
- уточнение и актуализация Программы квалификации оборудования по данным реальных сейсмических событий.

Пример алгоритма действий персонала:

1. Получено сообщение о сейсмическом событии ≥ 5 баллов:
 - персонал (кроме оперативного) покидает здания;

² Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. – Москва: Ростехнадзор, 2015. – 55 с. – Режим доступа: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-001-15/%D0%9D%D0%9F-001-15_conv.pdf (дата обращения: 15.01.2025).

Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии. НП-064-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. 70 с. – Режим доступа: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-064-17/%D0%9D%D0%9F-064-17_conv.pdf (дата обращения: 15.01.2025).

Инженерные изыскания для размещения, проектирования и строительства АЭС. СП 151.13330.2012. Федеральное агентство по строительству и жилищно-коммунальному хозяйству. – Москва: Госстрой России, 2013. – Режим доступа: <https://files.stroyinf.ru/Data2/1/4293777/4293777249.pdf> (дата обращения: 15.01.2025).

– проводится оценка параметров события (PGA, MSK-64).

2. Установлено, что ускорения < проектных значений:

– технический директор или главный инженер принимает решение о возвращении персонала в здания, проектные значения

сейсмических нагрузок которых не были превышены.

3. При превышении проектных параметров:

– проводится обследование конструкций и оборудования.

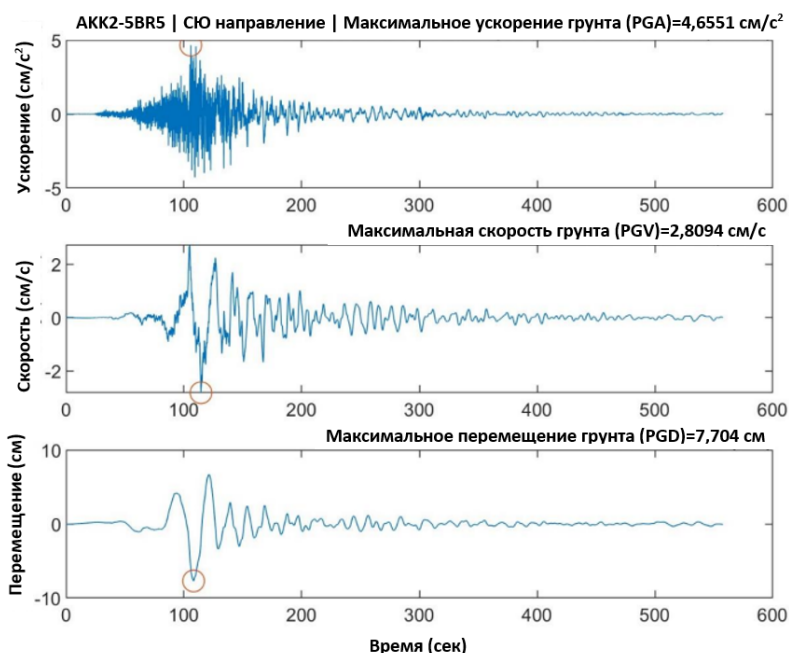


Рисунок 2. Сейсмограммы зарегистрированные на площадке строительства АЭС «Аккую» от землетрясения, произошедшего 06.02.2023 в 4:17 по местному времени

Figure 2. Seismograms recorded at the Akkuyu NPP construction site from the earthquake that occurred on February 6, 2023

Полученный опыт стал основанием для пересмотра и доработки локальных нормативных документов АО «Аккую Нуклеар». В частности, в 2023 г. был актуализирован регламент «Действия по выполнению предупредительных мер при угрозе возникновения чрезвычайных ситуаций на площадке АЭС «Аккую», вызванных неблагоприятными природными явлениями», в который включены предложения, разработанные по результатам анализа землетрясений 6 и 20 февраля. В регламенте закреплены уровни реагирования персонала при сейсмических воздействиях, алгоритмы эвакуации и возвращения, требования к оценке параметров событий, а также взаимодействие с системами KOERI и AFAD. Были также обновлены памятки для персонала, внесены изменения в планы мобилизационной готовности и действия при природных угрозах.

Также по итогам предложений, разработанных после анализа событий 6 февраля 2023 г., в новый договор на оказание услуг по сейсмическому мониторингу было включено требование об оперативном информировании АЭС. Согласно условиям договора, исполнитель обязан направлять сведения о зарегистрированных сейсмических колебаниях (при ускорении грунта ≥ 10 см/с² ($\approx 0,01g$) на площадке АЭС «Аккую» или в городе массового проживания персонала г. Силифке) в течение одного часа после события. Это требование впервые закрепило механизм срочного оповещения в рамках договорных обязательств.

Обращено внимание на необходимость изменения нормативного документа НП-064-17, который сегодня ориентирован на учет параметров воздействия при проектировании и эксплуатации, однако не охватывает аспекты реагирования на сейсмиче-

ские события малой и средней интенсивности. Включение в нормативную базу РФ механизмов информирования и первичных реакций позволит стандартизировать действия персонала и предотвратить неоправданные риски. Предлагаемые изменения повысят уровень защищенности персонала и оборудования, а также обеспечат соответствие международной практике.

Заключение

1. Реакция персонала площадки АЭС «Аккую» на землетрясения 2023 г. позволила выявить нормативные и организационные пробелы как в локальных нормативных документах АО «Аккую Нуклеар», так и в действующих на АЭС нормативных документах РФ. Практика стран с развитой ядерной отраслью подтверждает необходимость

наличия четких и гибких процедур реагирования даже при сейсмических воздействиях, не достигших проектного уровня.

2. По результатам анализа опыта площадки АЭС «Аккую» после землетрясений доработан локальный регламент «Действия по выполнению предупредительных мер при угрозе возникновения чрезвычайных ситуаций на площадке АЭС «Аккую» с включением в него мер по реагированию и действиям персонала. Даны предложения по совершенствованию сейсмического мониторинга на площадке.

3. Даны предложения по дополнению норм НП-064-17 в части оперативного реагирования и информирования персонала при сейсмических событиях малой и средней интенсивности

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. AFAD (Disaster and Emergency Management Authority). Türkiye Deprem Tehlike Haritası. Ankara: AFAD, 2018. Available at: <https://www.afad.gov.tr/turkiye-deprem-tehlike-haritasi?ysclid=mb6j3q1dtc717024335> (accessed: 15.01.2025).
2. GEM (Global Earthquake Model) Foundation. Global Seismic Hazard Map. Pavia: GEM, 2018. Available at: <https://www.globalquakemodel.org/product/global-seismic-hazard-map> (accessed: 15.01.2025).
3. Boğaziçi University, Kandilli Observatory and Earthquake Research Institute (KOERI). Seismic Hazard Map of Turkey. Istanbul: KOERI, 2018. Available at: <http://www.koeri.boun.edu.tr/new/en> (accessed: 15.01.2025).
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG-0654/FEMA-REP-1, Rev. 1. Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants. Washington, D.C.: NRC, 1980. Available at: [NUREG-0654, Rev. 1, Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans \(1980-11\).pdf](https://www.nrc.gov/docs/ML0635/ML063550238.pdf) (accessed: 15.01.2025).
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CR-1407. Procedures for Conducting Seismic Margin Assessments. Washington, D.C.: NRC, 1991. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML0635/ML063550238.pdf> (accessed: 15.01.2025).
6. Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN). Réexamens de sûreté des centrales nucléaires: Des évaluations approfondies pour garantir la sûreté à long terme. Available at: <https://www.asn.fr/l-asn-en-bref/nos-actions/surete-nucleaire/les-reexamens-de-surete-des-centrales-nucleaires> (accessed: 15.01.2025).
7. China. National Nuclear Safety Administration (NNSA). 9th Review Meeting of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety – National Report of China. Vienna: IAEA, 2024. Available at: https://www.iaea.org/sites/default/files/24/01/9th_rm_national_report_cns_china.pdf (accessed: 15.01.2025).
8. IAEA Safety Reports Series No. 28. Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants. Vienna: IAEA, 2003. Available at: <https://www.iaea.org/publications/6683/seismic-evaluation-of-existing-nuclear-power-plants> (accessed: 15.01.2025).
9. IAEA TECDOC-1333. Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants. – Vienna: IAEA, 2003. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1333_web.pdf (accessed: 15.01.2025).
10. IAEA Safety Reports Series No. 66. Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants. Vienna: IAEA, 2011. Available at: <https://archive.org/details/earthquakeprepar0000unse> (accessed: 15.01.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Зайкин И.И. – анализ событий на АЭС «Аккую», формулирование предложений по корректировке нормативных требований, разработка инженерно-организационных мероприятий, подготовка текста

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Zaykin I.I. – analysis of the seismic events at Akkuyu NPP, development of proposals for regulatory improvement, elaboration of engineering and organizational measures, preparation of the manuscript;

статьи;

Рясный С.И. – анализ международной и национальной нормативной документации, подготовка заключений и текста статьи.

Ryasny S.I. – review of international and national regulatory documentation, contribution to the formulation of conclusions and preparation of the manuscript.

БЛАГОДАРНОСТИ:

Авторы выражают признательность специалистам АО «Аккую Нуклеар» за предоставленную информацию о ходе реагирования на сейсмические события.

ACKNOWLEDGEMENTS:

The authors thank the specialists of Akkuyu Nuclear JSC for providing data on the response to seismic events.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии внешнего финансирования.

FUNDING:

The authors declare no external funding.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

CONFLICT OF INTEREST:

The authors declare no conflict of interest.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Иван Игоревич Зайкин, кандидат технических наук, АО «Аккую Нуклеар», <https://akkuyu.com/ru>, Турецкая Республика.

e-mail: zaykin@hotmail.com

Сергей Иванович Рясный, доктор технических наук, профессор, НИУ «МЭИ», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: esp.izmailovo@mail.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Ivan I. Zaykin, Cand. Sci. (Engin), Akkuyu Nuclear JSC, <https://akkuyu.com/en>, Republic of Türkiye.

e-mail: zaykin@hotmail.com

Sergey I. Ryasny, Dr. Sci. (Engin), Professor, National Research University «MPEI», Moscow, Russian Federation.

e-mail: esp.izmailovo@mail.ru

Поступила в редакцию / Received 28.02.2025

После доработки / Revision 30.05.2025

Принята к публикации / Accepted 03.06.2025

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-02>

EDN EEXHXJ

Оригинальная статья / Original paper



Радиационная обстановка и дозы облучения в Российской Федерации

В.В. Костерев¹  , А.Г. Цовьянов² , А.Г. Сивенков² , В.Е. Журавлева² 

¹Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация

²Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический научный центр им. А.И. Бурназяна, г. Москва, Российская Федерация

 VVKosterev@mephi.ru

Аннотация. Статья содержит информацию о радиационной обстановке и дозах облучения населения, а также профессиональном облучении в 2022 г. на территориях, обслуживаемых ФМБА России. Анализируется радиационная обстановка и дозы облучения населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона. Приводятся данные по облучению персонала групп А и Б предприятий, включая АЭС. Ни в одном из контролируемых регионов не наблюдалось превышения предельно допустимых уровней радиоактивного загрязнения воздуха и воды открытых водоемов в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. Приведено распределение численности персонала, работающего с источниками ионизирующего излучения или подвергающегося воздействию ионизирующих излучений по дозовым интервалам учета индивидуальных доз облучения, а также значения коллективной дозы. Основное количество персонала 58965 человек (67.5%) получило дозы облучения до 1 мЗв. Анализируется внешнее и внутреннее облучение персонала отечественных АЭС, для чего приводятся данные по средним значениям, медианам, модам, стандартным отклонениям, квантилям, коэффициентам вариации эффективных доз и коллективным дозам. По сравнению с 2017 г. у большинства АЭС коллективная доза незначительно уменьшилась. Средняя доза по сравнению с 2017 г. для большинства АЭС значимо не изменилась. Представлена информация о структуре, количестве рентгенорадиологических процедур по видам и группам органов, коллективной и средней дозе облучения пациентов для различных процедур в 2022 г. на территориях, обслуживаемых ФМБА России. В количественном соотношении преобладают флюорограммы органов грудной клетки. Приведена структура медицинского облучения пациентов в 2022 году. Наибольший вклад в коллективную дозу дает компьютерная томография – 75.01% при вкладе по количеству процедур в 6.25%. Проводится сравнение данных по радиационной обстановке и дозовым нагрузкам в РФ, полученным в 2022 г., с аналогичными данными для других лет.

Ключевые слова: радиационная обстановка, естественный радиационный фон, содержание радионуклидов, доза облучения, эффективная доза, коллективная доза, облучение населения, профессиональное облучение, рентгенорадиологические процедуры, медицинское облучение.

Для цитирования: Костерев В.В., Цовьянов А.Г., Сивенков А.Г., Журавлева В.Е. Радиационная обстановка и дозы облучения в Российской Федерации. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):12–23. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-02>

For citation: Kosterev V.V., Tsovyanov A.G., Sivenkov A.G., Zhuravleva V.E. Radiation situation and radiation doses in the Russian Federation. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):12–23. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-02>

Radiation situation and radiation doses in the Russian Federation

Vladimir V. Kosterev¹  , Alexander G. Tsovyanov² , Alexander G. Sivenkov² ,
Valentina E. Zhuravleva² 

¹ National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation

² State Research Center – Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Biological Agency. Moscow, Russian Federation

 vvkosterev@mephi.ru

Abstract. The article contains information about the radiation situation and radiation doses of the population, as well as occupational exposure in 2022 in the territories served by the FMBA of Russia. The radiation situation and radiation doses of the population due to the natural and technogenically altered radiation background are analyzed. Data on the exposure of personnel of groups A and B of enterprises, including nuclear power plants, are presented. In none of the controlled regions there was any excess of the maximum permissible levels of radioactive contamination of air and water in open reservoirs in the sanitary protection zone and the observation zone. The distribution of the number of personnel working with ionizing radiation sources or exposed to ionizing radiation by dose intervals for individual radiation doses, as well as the value of the collective dose, is given. The main number of 58 965 personnel (67.5%) received radiation doses up to 1 mSv. The external and internal irradiation of personnel of domestic nuclear power plants is analyzed, for which data on averages, medians, modes, standard deviations, quantiles, coefficients of variation of effective doses and collective doses are provided. Compared to 2017, the collective doses of most nuclear power plants have decreased slightly. The average dose has not changed significantly for most nuclear power plants compared to 2017. Information is provided on the structure, number of X-ray radiological procedures by types and groups of organs, collective and average radiation dose of patients for various procedures in 2022 in the territories serviced by the FMBA of Russia. The quantitative ratio is dominated by chest organ fluorograms. The structure of medical exposure of patients in 2022 is given. Computer tomography makes the largest contribution to the total dose – 75.01%, with a contribution of 6.25% in terms of the number of procedures. Data on radiation situation and radiation dose in the Russian Federation obtained in 2022 are compared with similar data for other years.

Keywords: radiation environment, natural radiation background, radionuclide content, radiation dose, effective dose, collective dose, public exposure, occupational exposure, radiological procedures, medical exposure.

Введение

Единая государственная система контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан (ЕСКИД) создана в целях реализации статьи 18 Федерального закона Российской Федерации от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения», а также во исполнение Постановления Правительства Российской Федерации от 16 июня 1997 г. № 718 «О порядке создания единой государственной системы контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан».

Исходным материалом для анализа служат поступившие в ФГБУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России годовые формы федерального государственного статистического наблюдения, утвержденные постановлениями Федеральной службы государственной статистики Российской Федерации (Росстата) от 18.11.2005 г. № 84: № 1-ДОЗ «Сведения о дозах облучения лиц из персонала в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующих излучений», № 3-ДОЗ «Сведения о дозах облучения пациентов при проведении рентгенорадиологических исследований» и № 4-ДОЗ «Сведения о дозах облучения населения за счет естественного и техногенно измененного фона».

Основными документами, характеризующими состояние радиационной безопасности организаций и территорий, являются радиационно-гигиенические паспорта организаций и территорий. Одним из основных показателей оценки радиационной безопасности являются индивидуальные и коллективные эффективные дозы облучения населения и персонала.

В статье приведены выборочные данные из радиационно-гигиенических паспортов предприятий и территорий, обслуживаемых ФМБА России – об уровнях содержания радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны (СЗЗ), данные о наиболее представительных дозах облучения населения, а также дозах облучения персонала в нормальных условиях эксплуатации техногенных источников, полученные на основе анализа и обобщения информации за 2022 г., содержащейся в Федеральном банке данных индивидуальных доз облучения.

Радиационная обстановка на территориях, обслуживаемых ФМБА России, и дозы облучения населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона

На указанных территориях контролируется содержание основных дозообразующих радионуклидов: Cs-137, Sr-90, I-131, Ra-226,

а также альфа и бета-компоненты радиоактивности в объектах внешней среды (воздух, вода). В таблице 1 в качестве примера представлены данные по объемной активности радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны за 2022 г. для некоторых из контролируемых территорий. Анализ приведенных данных позволяет констатировать удовлетворительную, в целом, радиационную обстановку на территориях, обслужива-

емых ФМБА России. Ни в одном из контролируемых регионов не наблюдалось превышения предельно допустимых уровней радиоактивного загрязнения воздуха и воды открытых водоемов в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. Аналогичный вывод сделан в работе [1], где исследовалась радиоэкологическая обстановка на территории Краснодарского края.

Таблица 1. Содержание радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны предприятий на территориях, обслуживаемых ФМБА, средняя/максимальная (Бк/м³)

Table 1. Levels of radionuclides in the air of the sanitary protection zone of enterprises in the territories serviced by the FMBA, average/maximum (Bq/m³)

№	Субъект Российской Федерации	Территория	Ведомственная принадлежность	Санитарно-защитная зона					
				¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	¹³¹ I	²²⁶ Ra	ΣA _β	ΣA _α
1	Воронежская область	г. Нововоронеж	Госкорпорация "Росатом"	1.55•10 ⁻³ / 1.70•10 ⁻³	не проводилось	не обнаружен	не проводилось	4.81•10 ⁻⁴ / 1.70•10 ⁻³	не проводилось
2	Курская область	г. Курчатова	Госкорпорация "Росатом"	6.80•10 ⁻⁹ / 2.10•10 ⁻⁸	не проводилось	не проводилось	не проводилось	8.70•10 ⁻⁹ / 6.00•10 ⁻⁸	не проводилось
3	Ленинградская область	г. Сосновый Бор	Госкорпорация "Росатом"	1.30•10 ⁻⁵ / 7.02•10 ⁻⁵	1.90•10 ⁻⁶ / 8.60•10 ⁻⁶	не проводилось	не проводилось	2.63•10 ⁻⁵ / 4.06•10 ⁻⁴	не проводилось
4	Мурманская область	г. Полярные Зори	Госкорпорация "Росатом"	9.20•10 ⁻⁴ / 3.80•10 ⁻³	не проводилось	не обнаружен	не проводилось	1.47•10 ⁻¹ / 2.40•10	не проводилось
5	Ростовская область	г. Волгодонск	Госкорпорация "Росатом"	9.59•10 ⁻⁷ / 2.53•10 ⁻⁶	не проводилось	1.22•10 ⁻⁷ / 1.17•10 ⁻⁶	не проводилось	3.42•10 ⁻⁷ / 2.53•10 ⁻⁶	не проводилось
6	Саратовская область	г. Балаково	Госкорпорация "Росатом"	2.35•10 ⁻⁷ / 6.15•10 ⁻⁷	не проводилось	2.00•10 ⁻⁷ / 2.00•10 ⁻⁷	не проводилось	2.12•10 ⁻⁷ / 6.15•10 ⁻⁷	не проводилось
7	Свердловская область	г. Заречный	Госкорпорация "Росатом"	8.60•10 ⁻³ / 9.80•10 ⁻³	8.40•10 ⁻³ / 9.50•10 ⁻³	не обнаружен	не обнаружен	5.67•10 ⁻³ / 9.80•10 ⁻³	не обнаружен
8	Смоленская область	г. Десногорск	Госкорпорация "Росатом"	1.53•10 ⁻⁶ / 1.24•10 ⁻⁵	не проводилось	не проводилось	не проводилось	3.11•10 ⁻⁶ / 3.91•10 ⁻⁵	не проводилось
9	Тверская область	г. Удомля	Госкорпорация "Росатом"	6.80•10 ⁻⁴ / 1.30•10 ⁻³	1.10•10 ⁻⁴ / 1.20•10 ⁻⁴	не проводилось	не проводилось	3.95•10 ⁻⁴ / 1.30•10 ⁻³	не проводилось
10	Чукотский автономный округ	г. Билибино	Госкорпорация "Росатом"	не проводилось	не проводилось	не проводилось	не проводилось	1.00•10 ⁻⁹ / 1.00•10 ⁻⁹	не проводилось
11	Чукотский автономный округ	г. Певек	Госкорпорация "Росатом"	3.85•10 ¹ / 1.60•10 ²	не проводилось	не проводилось	не проводилось	3.01•10 ¹ / 1.60•10 ²	не проводилось

В таблице 2 приведена структура индивидуальных доз населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона в 2022 году. Представлены дозы за счет К-40, космического излучения, внешнего облучения (ВО), радона, воды, пищи, а также суммарная доза для некоторых из контролируемых территорий. Из таблицы

следует, что дозы в различных пунктах мало отличаются. Максимальное значение зафиксировано в Ставропольском крае (г. Лермонтов) – 11.81 мЗв. Основной вклад дает доза внутреннего облучения за счет ингаляции изотопов радона.

Таблица 2. Структура индивидуальных доз населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона в 2022 году, мЗв

Table 2. Structure of individual doses of the population due to natural and technogenically altered radiation background in 2022, mSv

№	Регион РФ	Населенный пункт	Число жителей	К-40	Космика	ВО	Радон	Пища	Вода	Суммарная доза
1	Ставропольский край	г. Лермонтов	25290	0.17	0.40	1.08	10.02	0.12	0.01	11.81
2	Красноярский край	г. Железногорск	92311	1.11	4.61	0.12	0.01	0.4	0.17	6.4
3	Челябинская область	п. Метлино	4543	0.17	0.4	0.70	4.49	0.13	0.01	5.9
4		п. Новогорный	7165	0.17	0.4	0.63	3.56	0.13	0.13	4.89
5	Свердловская область	г. Заречный	32362	0.49	3.52	0.12	0.01	0.4	0.17	4.72
6	Челябинская область	г. Снежинск	48987	0.17	0.40	0.82	3.06	0.12	0.01	4.59
7		п. Сокол	334	0.17	0.40	0.87	2.88	0.12	0.01	4.45
8		г. Озерск	78005	0.17	0.4	0.58	3.05	0.13	0.01	4.33
9	Пензенская область	г. Заречный	65318	0.17	0.40	0.47	3.10	0.12	0.01	4.27
10	Красноярский край	г. Зеленогорск	61821	0.17	0.40	1.61	1.62	0.01	0.12	3.94
11	Мурманская область	г. Полярные Зори	14195	0.17	0.40	0.67	2.54	0.12	0.01	3.92
12	Свердловская область	п. Починок	920	0.17	0.40	0.41	2.74	0.12	0.01	3.86
13	Смоленская область	г. Десногорск	26872	0.17	0.40	1.05	1.78	0.12	0.01	3.54
14	Нижегородская область	г. Саров	96479	0.17	0.40	0.70	1.87	0.12	0.01	3.28
15	Курская область	г. Курчатов	40318	0.17	0.40	0.85	1.35	0.12	0.01	2.91
16	Саратовская область	г. Шиханы	5558	0.17	0.40	0.54	1.63	0.12	0.01	2.88
17	Приморский край	г. Большой Камень	39873	0.17	0.40	0.80	1.26	0.12	0.01	2.77
18	Саратовская область	п. Михайловский	2029	0.17	0.40	0.60	1.44	0.12	0.01	2.75
19	Томская область	г. Северск	111452	0.17	0.40	0.70	1.18	0.24	0.01	2.71
20	Приморский край	г. Фокино	31127	0.17	0.40	0.83	1.06	0.12	0.01	2.6
21	Челябинская область	г. Трехгорный	32509	0.17	0.40	0.14	1.70	0.12	0.01	2.53
22	Московская область	г. Красноармейск	26448	0.17	0.40	0.77	0.85	0.12	0.01	2.33
23	Мурманская область	п. Африканда	1457	0.17	0.40	0.65	0.89	0.12	0.01	2.24
24	Свердловская область	г. Новоуральск	79002	0.17	0.40	0.52	1.02	0.12	0.01	2.24
25		п. Тарасково	1101	0.17	0.40	0.39	0.91	0.12	0.01	2.01
26	Мурманская область	п. Зашеек	743	0.17	0.40	0.56	0.65	0.12	0.01	1.91
27	Ленинградская область	г. Сосновый Бор	65491	0.17	0.40	0.55	0.54	0.01	0.13	1.81
28	Ульяновская область	г. Димитровград	111101	0.17	0.40	0.37	0.34	0.12	0.01	1.42
29	Воронежская область	г. Нововоронеж	31500	0.17	0.40	0.12	0.01	0.12	0.17	0.88
30	Свердловская область	г. Лесной	46910	0.17	0.40	0.12	0.01	0.4	0.17	0.71

Анализ облучения персонала организаций на территориях, обслуживаемых ФМБА России

Отчет по форме № 1-ДОЗ за 2022 г. представили 603 организации, общее число персонала в них составляло 87 363 человека. В таблице 3 представлены данные о распределении персонала групп А и Б предприятий обслуживаемых ведомств по дозовым интервалам. Основное количество персонала 58965 человек (67.5%) получило дозы облу-

чения до 1 мЗв, от 1 до 2 мЗв – 15390 человек (17.6%), от 2 до 5 мЗв – 9065 человек (10.4%), дозы от 5 до 12.5 мЗв получили 3351 человек (3.8%), дозы от 12.5 до 20 мЗв получили 589 человек (0.7%). Годовая эффективная доза в диапазоне 20-50 мЗв в 2022 г. зафиксирована у двух человек, превышение дозы 50 мЗв зафиксировано у одного человека. Отметим, что превышение дозы 20 мЗв в 2011 году было зафиксировано у 30 человек [2].

Таблица 3. Распределение численности персонала групп А и Б по диапазонам индивидуальных годовых эффективных доз производственного облучения за счет нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения в 2022 году

Table 3. Distribution of the number of personnel in groups A and B by the ranges of individual annual effective doses of industrial radiation due to the normal operation of man-made ionizing radiation sources in 2022

Группа персонала	Численность, чел.	Численность персонала (чел.), имеющего индивидуальную дозу в диапазоне доз, мЗв / год							Средняя доза, мЗв / год	Коллективная доза, чел.-Зв/год
		0–1	1–2	2–5	5 – 12.5	12.5–20	20–50	>50		
Группа А	79323	51443	14918	9020	3350	589	2	1	1.29	110.65
Группа Б	8040	7522	472	45	1				0.36	3.12
ВСЕГО	87363	58965	15390	9065	3351	589	2	1	0.83	113.77
%	100.0	67.5	17.6	10.4	3.8	0.7	0.0	0.0	-	-

В таблице 4 представлены данные по внешнему и внутреннему облучению на АЭС. При анализе данных об индивидуальных годовых эффективных дозах внешнего и внутреннего облучения выявлено большое количество нулевых значений доз на атомных электростанциях (АЭС): Балаковская – 48%, Белоярская – 56%, Ростовская – 73%, Калининская – 59%, Нововоронежская –

51%. Медиана распределения доз для четырех АЭС равна нулю, соответственно, больше половины персонала на дозиметрическом контроле имеют на этих станциях нулевое значение дозы. Мода дозового распределения равна нулю для всех АЭС кроме Билибинской. Среднее значение дозы для АЭС с реакторами ВВЭР значительно ниже, чем для станций с другими реакторами.

Таблица 4. Внешнее и внутреннее облучение персонала АЭС

Table 4. External and internal exposure of NPP personnel

АЭС	Численность персонала, чел.	Число нулевых значений дозы	Коллективная доза, чел.-Зв	Среднее, мЗв	Стандартное отклонение, мЗв	Медиана, мЗв	Мода, мЗв	Квантиль, мЗв		Коэффициент вариации, %
								5%	95%	
Балаковская	1631	787	0.27	0.17	0.35	0.1	0	0	0.8	209.22
Белоярская	2692	1517	1.81	0.47	1.47	0	0	0	2.94	315.12
Билибинская	678	0	1.44	3.09	4.08	1.01	0.01	0.01	12.8	131.8
Калининская	1931	1142	0.73	0.4	1.16	0	0	0	2.32	294.56
Кольская	1916	692	0.98	0.99	1.75	0.09	0	0	4.23	177.28
Курская	3036	223	3.53	1.25	1.81	0.65	0	0	4.74	145.28
Ленинградская	3365	545	5.50	1.67	2.79	0.58	0	0	8.43	167.14
Нововоронежская	2058	1044	1.33	0.66	1.75	0	0	0	3.64	265.87
ПАТЭС	206	73	0.03	0.17	0.18	0.12	0	0	0.52	104.87
Ростовская	2913	2117	0.34	0.23	0.7	0	0	0	1.34	306.31
Смоленская	2593	121	4.06	1.66	2.41	0.78	0	0.01	6.84	145.36
Всего	23019	8261	20.02	0.98	1.68	0.3	0	0	4.42	205.71

Из данных таблицы следует, что минимальное среднее значение индивидуальных доз составляет 0.17 мЗв – у работников Балаковской АЭС и ПАТЭС, максимальное среднее значение равное 3.09 мЗв – у работников Билибинской АЭС. Медианные значения, и тем более моды, еще (и, как правило, существенно) ниже.

При числе нулевых значений больше 50%, медиана распределения индивидуальной дозы равняется нулю. Соответственно на Белоярской, Калининской, Нововоронежской и Ростовской АЭС медиана равна нулю. Мода, т.е. наиболее часто встречающаяся доза персонала всех АЭС, кроме Билибинской, также равна нулю. Среднее значение дозы, как правило, превышает медиану больше, чем в 2 раза, причем на Кольской АЭС это превышение максимально и равно 11. Стандартное отклонение дозового распределения персонала минимально на АЭС ПАТЭС и равно 0.18, максимально на Билибинской АЭС – 4.08. Наибольшая коллективная доза 5.50 чел.-Зв зарегистрирована на Ленинградской АЭС, наименьшая 0.03 чел.-Зв на ПАТЭС.

По сравнению с 2017 г. у большинства АЭС коллективная доза незначительно уменьшилась. Самое значительное уменьшение произошло на Балаковской АЭС – в 4.1 раза с 1.1 до 0.27 чел.-Зв. На Кольской

– в 2.6 раза с 2.56 до 0.98 чел.-Зв, на Билибинской – в 1.9 раза с 2.68 до 1.44 чел.-Зв. Увеличение коллективной дозы произошло только на Белоярской АЭС – с 1.33 до 1.81 чел.-Зв [3]. Средняя доза по сравнению с 2017 г. для большинства АЭС значимо не изменилась. В 4.1 раза уменьшилась средняя доза на Балаковской АЭС – с 0.7 до 0.17 мЗв, что обеспечило аналогичное уменьшение коллективной дозы и в 1.6 раза уменьшилась доза на Ленинградской АЭС – с 2.73 до 1.67 мЗв. Значимо, в 2.1 раза возросла средняя доза на Ростовской АЭС – с 0.11 до 0.23 мЗв [3].

В таблице 5 представлены численность, а также средние и максимальные дозы облучения персонала в организациях различного вида в 2022 году. Анализ показывает, что максимальные среди максимальных доз зарегистрированы в промышленности (персонал группы А) – 50.98 мЗв, минимальные среди максимальных доз для персонала группы А зарегистрированы у организаций «Таможенные» – 3.21 мЗв. Максимальные значения средних доз зарегистрированы у организаций «Таможенные» – 2.01 мЗв (персонал группы А), минимальные у организаций «Научные и учебные», а также «Прочие особо радиационноопасные» – 0.12 мЗв (персонал группы Б).

Таблица 5. Численность, средние, а также максимальные дозы облучения персонала в организациях в 2022 г.
Table 5. Number, average, and maximum radiation doses of personnel in organizations in 2022

Виды организаций	Число организаций, шт.	Группа персонала	Численность, чел.	Средняя доза, мЗв/год	Максимальная доза, мЗв/год
Атомные электростанции	11	А	23005	0.96	15.63
		Б	14	-	-
Геологоразведочные и добывающие	5	А	789	1.23	12.96
		Б	58	0.38	0.93
Медучреждения	266	А	3020	1.03	14.00
		Б	602	0.71	3.60
Научные и учебные	54	А	11797	1.13	27.36
		Б	1289	0.12	1.74
Промышленные	167	А	30319	1.44	50.98
		Б	4640	0.38	5.08
Прочие	66	А	5764	1.71	14.99
		Б	681	0.47	4.84
Прочие особо радиационноопасные	12	А	3352	1.69	19.76
		Б	482	0.12	0.72
Пункты захоронения РАО	21	А	1273	1.44	14.21
		Б	274	0.47	2.90
Таможенные	1	А	4	2.01	3.21
Всего А	-	А	79323	1.27	50.98
Всего Б	-	Б	8040	0.36	5.08
Итого	603	А+ Б	87363	1.18	56.06

При проведении сравнения полученных доз облучения в РФ с данными для других стран необходимо учитывать различные факторы: в каждой стране действует своя структура учета и систематизации доз и, как правило, неизвестна методика обработки данных. Даже в пределах конкретной страны результаты одного года не всегда напрямую сопоставимы с результатами других лет.

Тем не менее, некоторые сравнения провести можно. Например, анализ профессионального воздействия ионизирующего излучения в медицинских и промышленных целях в трех провинциях Центрального Китая в период с 2000 по 2021 г. показал, что среднегодовая эффективная доза в медицине и промышленности снизилась с 2.042 мЗв и 2.334 мЗв в 2000-2002 гг. до 0.476 мЗв и 0.371 мЗв в 2021 г., соответственно [4]. В РФ средние дозы составили 0.88 мЗв у персонала группы А и 0.80 мЗв у персонала группы Б в медицине и 1.40 мЗв у персонала группы А и 0.36 мЗв у персонала группы Б в промышленности [5]. Доля работников, получающих годовую дозу облучения, не превышающую 1 мЗв, увеличилась с 60.78% и 74.45% в 2000-2002 гг. до 94.20% и 96.85% в 2021 г. соответственно, в то время как годовые дозы облучения, превышающие 20 мЗв, снизились с 1.35% и 1.91% в 2000-2002 гг. до 0.18% и 0.03% в 2021 г., соответственно. В РФ в промышленности доля работников, получающих годовую дозу меньше 1 мЗв составила в 2021 г. 66%, а годовые дозы облучения, превышающие 20 мЗв составили 0.002% [5].

В соответствии с [6] средняя доза для профессионального медицинского облучения на медицинском факультете Университета Хатай Мустафы Кемаля имени Тайфура Ата Сокмена в 2021 г. составила 1.31 мЗв, что примерно в 1.5 раза выше чем у медицинского персонала группы А в РФ [5].

С 2020 г. анализ доз во Франции осуществлялся с использованием новой методологии³. В этой связи средняя индивидуальная доза групп А и Б приведена только

суммарно для всей контролируемой когорты, включая медицинское облучение – 1.20 мЗв и 0.85 мЗв для 395040 и 369712 работников, соответственно, что близко к аналогичным значениям в РФ [5].

Отметим, что сравнительная оценка доз профессионального облучения в России и за рубежом проводилась, например, в работе [7].

Дозы облучения пациентов при проведении медицинских рентгенорадиологических исследований

При анализе использованы отчеты по форме государственного статистического наблюдения № 3-ДОЗ «Сведения о дозах облучения пациентов при проведении медицинских рентгенорадиологических исследований» за 2022 г., полученные от 246 медицинских учреждений ФМБА России.

В таблицах приведены данные для следующих рентгенорадиологических процедур: флюорография, рентгенография, рентгеноскопия, компьютерной томография и прочих.

Суммарное количество всех диагностических рентгенорадиологических процедур в медучреждениях ФМБА России за 2022 г. составило 5617870 ед. (табл. 6). В количественном соотношении преобладают флюорограммы органов грудной клетки (1643479 ед.), рентгенограммы молочной железы (841599 ед.), рентгенограммы конечностей (752194 ед.), рентгенограммы органов грудной клетки (680256 ед.) и рентгенограммы челюстно-лицевой области (489518 ед.). Наибольшее количество рентгенорадиологических процедур приходится на органы грудной клетки (2477107 ед.), молочной железы (841599) и конечностей (772584 ед.).

В таблице 7 приведены средняя эффективная доза облучения и коллективная доза при рентгенологических исследованиях по виду и группе органов.

³ ASN Report on the State of Nuclear Safety and Radiation Protection in France in 2020. 2020. Montrouge. France. <https://www.french-nuclear-safety.fr/>

Таблица 6. Рентгенологические процедуры по виду и группе органов в медицинских учреждениях
Table 6. X-ray procedures by type and group of organs in medical institutions

Исследуемый орган	Флюоро- графия	Рентгеногра- фия	Рентгено- скопия	Томогра- фия	Прочие	Всего
Органы грудной клетки	1643479	680256	3508	147634	2230	2477107
В т.ч. за счет профилактических процедур	1175406	153822	-	-	-	1329228
Конечности	202	752194	7608	12033	547	772584
Шейные позвонки	2457	118364	-	4897	111	125829
Грудные позвонки	74	62831	10	6419	36	69370
Поясничные позвонки	86	138420	91	11433	260	150290
Таз и бедро	34	102933	27	19842	51	122887
Рёбра и грудина	225	28224	-	187		28636
Органов пищеварения	-	22241	1048	42283	514	66086
Верхняя часть желудочно-кишечного тракта	-	42842	12979	-	466	56287
Нижняя часть желудочно-кишечного тракта	-	28900	8785	-	125	37810
Череп	619	220885	-	74864	2223	298591
Челюстно-лицевая область, в т.ч. зубы	92	489518	-	13440	168	503218
Почки, мочевыводящая система	-	43207	328	9917	496	53948
Молочная железа	-	841599	-	-	-	841599
В т.ч. за счет профилактических процедур	-	492423	-	-	-	492423
Прочие	-	2795	-	8313	2520	13628
Всего	1647268	3575209	34384	351262	9747	5617870

Таблица 7. Средняя эффективная доза облучения и коллективная доза при рентгенологических исследованиях по виду и группе органов
Table 7. Average effective radiation dose and collective dose during X-ray examinations by type and group of organs

Исследуемый орган	Флюоро- графия	Рентгено- графия	Рентгено- скопия	Томогра- фия	Прочие	Всего	
						Коллектив- ная доза, чел-Зв/год	Средняя доза, мЗв
Органы грудной клетки	0.05	0.06	2.57	4.93	21.92	904.12	0.36
В т.ч. за счет профилактических процедур	0.04	0.07	-	-	-	63.36	0.05
Конечности	0.01	0.01	1.09	0.47	8.89	27.87	0.04
Шейные позвонки	0.07	0.07		2.95	7.59	23.77	0.19
Грудные позвонки	0.05	0.20	0.01	4.35	1.85	40.31	0.58
Поясничные позвонки	0.56	0.35	0.66	6.60	0.86	124.13	0.83
Таз и бедро	0.23	0.38	4.48	6.57	1.88	169.60	1.38
Рёбра и грудина	0.10	0.25		2.54		7.56	0.26
Органов пищеварения		0.52	2.54	8.17	14.78	367.09	5.55
Верхняя часть желудочно-кишечного тракта	-	0.26	2.83	-	8.63	51.88	0.92
Нижняя часть желудочно-кишечного тракта	-	0.42	4.34	-	7.40	51.29	1.36
Череп	0.14	0.05	-	1.65	8.28	153.95	0.52
Челюстно-лицевая область, в т.ч. зубы	0.22	0.01	-	0.07	0.02	3.73	0.01

Исследуемый орган	Флюоро- графия	Рентгено- графия	Рентгено- скопия	Томогра- фия	Прочие	Всего	
						Коллектив- ная доза, чел-Зв/год	Средняя доза, мЗв
Почки, мочевыводящая система	-	0.34	4.59	5.30	5.28	71.37	1.32
Молочная железа	-	0.06	-	-	-	51.19	0.06
В т.ч. за счет профилактических процедур	-	0.06	-	-	-	28.34	0.06
Прочие	-	1.15	-	19.03	3.18	169.46	12.43
Всего	0.05	0.08	2.81	4.73	9.90	2217.32	0.40
Коллективная доза, чел-Зв/год	76.30	284.91	96.52	1663.04	96.55	-	-

Наибольшие средние дозы формируются в случае «Прочие» – 9.90 мЗв, при компьютерной томографии – 4.73 мЗв и рентгеноскопии – 2.81 мЗв. Причем, при компьютерной томографии дозы могут достигать 19.03 мЗв. В случае рентгеноскопии максимальные дозы реализуются при исследовании почек и мочевыводящей системы – 4.59 мЗв. Сравнение с данными 2011 г. показывает, что средние дозы за счет медицинских процедур уменьшились, например, для флюорографии с 0.12 мЗв до 0.05 мЗв, рентгенографии с 0.21 мЗв до 0.08 мЗв, а для рентгеноскопии с 5.79 мЗв до 2.81 мЗв [2].

Наибольший вклад в коллективную дозу пациентов вносят исследование органов грудной клетки (904.12 чел.-Зв) – рост в 1.6 раза по сравнению с 2011 г. и органов пищеварения (367.09 чел.-Зв) [2]. Суммарная коллективная доза составила 2217.32 чел.-Зв (в 2011 г. 2212.59 чел.-Зв).

В таблице 8 приведена структура медицинского облучения пациентов в учреждениях ФМБА России за 2022 год. Рентгенография обеспечивает максимальный вклад по количеству процедур (63.64%) при вкладе по коллективной дозе всего в 12.85%, а по дозе максимальный вклад дает компьютерная томография (75.01%) при вкладе по количеству процедур всего в 6.25%.

Для сравнения, в 2011 г. рентгенография давала вклад по количеству процедур и коллективной дозе, соответственно 66.66% и 37.74%, а компьютерная томография 2.01% и 30.07%, соответственно [2]. Причина заключается в существенном росте томо-

графических исследований в последние годы.

Таблица 8. Структура медицинского облучения пациентов в 2022 году

Table 8. Structure of medical patient exposure in 2022

Виды процедур	Вклад в общее количество, %	
	По количеству процедур	По коллектив- ной дозе
Флюорография	29.33	3.44
Рентгенография	63.64	12.85
Рентгеноскопия	0.61	4.35
Компьютерная томография	6.25	75.01
Прочие	0.17	4.35
ВСЕГО:	100	100

Вопросы анализ и интерпретация эффективных доз медицинского облучения по рязанской области при рентгенографии на стационарных и передвижных аппаратах в зависимости от режима исследования и модели аппарата, типа аппарата, а также срока эксплуатации рассмотрены в [8], а возможности сравнения доз облучения медицинского персонала России и ряда зарубежных стран обсуждается в [9] с учетом существенных различий в обработке первичной измерительной информации, расчете на ее основе индивидуальных эффективных доз, а также способов усреднения полученных данных и их представления. Например, в соответствии с [10] разброс средних значений эффективных доз облучения различных органов и систем пациентов при радионуклидной диагностике составил (0.29 – 6.25) мЗв и (0.14 – 8.28) мЗв в РФ.

Заключение

Сравнение данных по радиационной обстановке и дозовым нагрузкам в РФ, полученных в 2022 г., с аналогичными данными для других лет [2,3] позволяет сделать вывод, что радиационная обстановка на объектах и территориях, обслуживаемых ФМБА, в целом мало меняется. Можно отметить более плавное распределение численности персонала по диапазонам индивидуальных годовых эффективных доз производственного облучения за счет нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения в 2022 г. по сравнению с 2017 г. [3]. Так, в 2017 г. в диапазон до

1мЗв попало 78.6% персонала, а в 2022 г. только 67.5%. Соответственно, в других диапазонах в 2022 году наблюдается рост по сравнению с 2017 г., например, в диапазоне от 1 до 2 мЗв – 17.6% по сравнению с 10.4% [3].

В 2022 г., при общем уменьшении количества рентгенорадиологических исследований по сравнению с 2018 г. с 6 462 824 до 5 617 870, коллективная эффективная доза увеличилась с 1512.88 до 2212.59 чел.-Зв с вкладом компьютерной томографии 1663.04 чел.-Зв по сравнению с 813.27 чел.-Зв в 2018 году [11].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Плехотня Д.П., Е. А. Бураева Е.А., В. И. Ратушный В.И. Радиоэкологическая обстановка на отдельных территориях Южного федерального округа. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(1):22–28. EDN: CUEEXB. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-03>
1. Plahotnyaya D.P., Buraeva E.A., Ratushnyj V.I. Radioecological situation in certain areas of the Southern Federal District. *Nuclear safety*. 2024;14(1):22–28. (In Russ.). EDN: CUEEXB. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-03>
2. Костерев В.В., Цовьянов А.Г., Брагин Ю.Н., Сивенков А.Г. Дозы облучения персонала организаций и населения Российской Федерации в 2011 году. *Ядерная физика и инжиниринг*. 2014;5(5):456–464. <https://doi.org/10.1134/S2079562914050042>
2. Kosterev V.V., Tsovyanovb A.G., Braginb J.N., Sivenkovb A.G. Irradiation doses of the personnel of the organizations and the population of the Russian Federation in 2011. *Nuclear physics and engineering*. 2014;5(5):456–464. (In Russ.). <https://doi.org/10.1134/S2079562914050042>
3. Kosterev V.V., Tsov'yanov A.G., Sivenkov A.G., Zhuravleva V.E. Occupation Irradiation Dose in 2017. *Atomic energy*. 2020;127(6):382–387. <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00640-4>
4. Li M., Deng L., Zhou W., Zhao Ya., Wang T., Hao Sh., Fan Sh., Deng Ju., Sun Q. Trends of Occupational Exposure to Ionizing Radiation in Central China for the Period 2000–2021. *Applied radiation and isotopes*. 2024;208:111283. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2024.111283>
5. Цовьянов А.Г., Костерев В.В., Сивенков А.Г., Журавлева В.Е. Радиационная обстановка и дозы облучения в Российской Федерации в 2021 году. *Аппарат и новости радиационных измерений*. 2023; 113(2):3–12. <https://doi.org/10.37414/2075-1338-2023-113-2-3-12>
5. Tsovyanovb A.G., Kosterev V.V., Sivenkovb A.G., Zhuravleva V.E. Radiation situation and radiation doses in the Russian Federation in 2021. *Apparatura i novosti radiacionnyh izmereniy*. 2023; 113(2):3–12. (In Russ.). <https://doi.org/10.37414/2075-1338-2023-113-2-3-12>
6. Şahmaran T., Çoraplı H. Exploring occupational radiation exposure: insights from a decade-long study (2012–2021). *Journal of radiation research and applied sciences*. 2024;17(1):100830. <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2024.100830>
7. Медведев А.Ю. Сравнительная оценка доз облучения персонала в России и за рубежом. *Радиационная гигиена*. 2010;3(2):45–51. <https://elibrary.ru/item.asp?id=15181758>
7. Medvedev A.Yu. Comparative assessment of occupational radiation exposure to individuals in Russia and abroad. *Radiatsionnaya Gygiena = Radiation Hygiene*. 2010;3(2):45–51. (In Russ.). <https://elibrary.ru/item.asp?id=15181758>
8. Алехнович А.В., Аكوпова Н.А., Дружинина Ю.В., Ермолина Е.П. [и др.]. Анализ и интерпретация эффективных доз медицинского облучения по Рязанской области. *Медицинская физика*. 2019;84(4):60–68. <https://elibrary.ru/item.asp?id=42372760>
8. Alekhnovich A.V., Akopova N.A., Druzhinina U.V., Ermolina E.P. [et al.]. Analysis and interpretation of effective doses of medical radiation in the Ryazan region. *Medical physics*. (In Russ.). 2019;84(4):60–68. <https://elibrary.ru/item.asp?id=42372760>
9. Бажин С.Ю., Шлеенкова Е.Н., Кайдановский Г.Н., Ильин В.А. О возможности сравнения среднегодовых эффективных доз облучения медицинского персонала России и некоторых зарубежных стран. *Радиационная гигиена*. 2020;13(2):89–98. <https://doi.org/10.21514/1998-426X-2020-13-2-89-98>

Bazhin S.Yu., Shleenkova E.N., Kaidanovsky G.N., Ilyin V.A. Possibilities of comparing the average annual effective doses of medical personnel in Russia and some foreign countries. *Radiatsionnaya Gygiena = Radiation Hygiene*. 2020;13(2):89–98. (In Russ.) <https://doi.org/10.21514/1998-426X-2020-13-2-89-98>

10. Tastanova G.E., Li M.V., Yunuskhodjaev P., Pardaev A.M., Haidarova B.I. Comparative evaluation of effective radiation doses in patients and staff in medical radiology. *The bulletin of contemporary clinical medicine*. 2023;16(2):43–48. [https://doi.org/10.20969/VSKM.2023.16\(suppl.2\).43-48](https://doi.org/10.20969/VSKM.2023.16(suppl.2).43-48)

11. Цовьянов А.Г., Сивенков А.Г., Журавлева В.Е., Костерев В.В. Доза облучения пациентов при рентгено-радиологических исследованиях в 2018 г. *Атомная энергия*. 2020;129(6):346–350. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4253> (дата обращения: 27.02.2025).

Tsov'yanov A.G., Sivenkov A.G., Zhuravleva V.E., Kosterev V.V. The radiation dose of patients in x-ray radiological studies in 2018. *Atomic energy*. 2021;129(6):362–366. <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00762-3>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Костерев В.В. – проведение анализа доз облучения пациентов при проведении медицинских рентгено-радиологических исследований, анализ облучения персонала организаций на территориях, обслуживаемых ФМБА России, формирование заключения; подготовка статьи;

Цовьянов В.Г. – участие в анализе облучения персонала организаций на территориях, обслуживаемых ФМБА России и подготовке заключения;

Сивенков А.Г. – сбор исходного материала, формирование базы данных и подготовка исследуемых выборок. Описание исследуемого материала;

Журавлева В.Е. – подготовка и статистический анализ таблиц, форматирование текста статьи в соответствии с требованиями издательства.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Kosterev V.V. – analysis of patients' radiation doses during medical X-ray radiological examinations, analysis of the radiation exposure of personnel of organizations in the territories served by the FMBA of Russia, conclusion formation; preparation of an article;

Tsovyanov V.G. – participated in the analysis of the exposure of personnel of organizations in the territories served by the FMBA of Russia and the conclusion formation;

Sivenkov A.G. – collection of source material, formation of a database and preparation of the studied samples. Description of the studied material;

Zhuravleva V.E. – preparation and statistical analysis of tables, formatting of the text of the article in accordance with the requirements of the publisher.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Статья написана в рамках выполнения НИР «Развитие экспериментальных и расчетных методов оценки радиационного воздействия на персонал и население на предприятиях и территориях, обслуживаемых ФМБА России» Рег. № 122040500055-0 в ЕГИСУ НИОКТР.

FUNDING:

The article was written as part of the research project «Development of experimental and computational methods for assessing radiation effects on personnel and the public in enterprises and territories serviced by the FMBA of Russia» Reg. No. 122040500055-0 in the EGISU R&D.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Костерев Владимир Викторович, доцент, Институт ядерной физики и технологий, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-8005-5295>

e-mail: vvkosterev@mephi.ru

Цовьянов Александр Георгиевич, кандидат биологических наук, заведующий лабораторией Федерального государственного бюджетного учреждения «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-6994-0701>

e-mail: atsovyan@mail.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Vladimir V. Kosterev, Associate Professor, Institut of Nuclear Physics and Technology, National Research Nuclear University «MPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-8005-5295>

e-mail: vvkosterev@mephi.ru

Alexander G. Tsovyanov, Cand. Sci. (Bio.), Head of laboratory of the State Research Center – Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Biophysical Agency, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-6994-0701>

e-mail: atsovyan@mail.ru

Сивенков Александр Геннадиевич, инженер
Федерального государственного бюджетного учрежде-
ния «Государственный научный центр Российской
Федерации - Федеральный медицинский биофизический
центр имени А.И. Бурназяна», г. Москва, Российская
Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-7980-7680>

e-mail: Oanio34@yandex.ru

Журавлева Валентина Егоровна, научный сотрудник
Федерального государственного бюджетного учрежде-
ния «Государственный научный центр Российской
Федерации – Федеральный медицинский биофизиче-
ский центр имени А.И. Бурназяна», г. Москва,
Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-7197-7036>

e-mail: vuraw@mail.ru

Alexander G. Sivenkov, Engineer, State Research
Center – Burnasyan Federal Medical Biophysical
Center of Federal Biophysical Agency,
Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-7980-7680>

e-mail: Oanio34@yandex.ru

Valentina E. Zhuravleva, Researcher, State Research
Center – Burnasyan Federal Medical
Biophysical Center of Federal Biophysical Agency,
Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-7197-7036>

e-mail: vuraw@mail.ru

Поступила в редакцию / Received 05.03.2025

После доработки / Revision 05.06.2025

Принята к публикации / Accepted 10.06.2025

ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД
В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ОБОРУДОВАНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
DESIGN, MANUFACTURE AND COMMISSIONING
COMMISSIONING OF EQUIPMENT
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-03>

EDN EOQCEC

Оригинальная статья / Original paper



Пустотный эффект реактивности в многоцелевом тестовом
исследовательском реакторе МТИР-СКД

А.С. Лапин , Ю.Н. Волков , С.А. Субботин 

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация

Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация

✉ Lapin_AS@nrcki.ru

Аннотация. В данной работе рассматривается проблема положительного пустотного эффекта реактивности для реакторов, работающих в быстром спектре нейтронов, в частности для реактора ВВЭР-СКД. Актуальность исследования обусловлена необходимостью обеспечения безопасности данных реакторов в условиях запроектных аварий. Исследование фокусируется на применении реактора МТИР-СКД как экспериментальной платформы для анализа пустотного эффекта реактивности. Показано, что изменение состава топлива и отражателей позволяет получать пустотный эффект реактивности различного знака. На первом этапе работы с реактором предполагается реализация отрицательного пустотного эффекта реактивности для гарантии безопасности, в дальнейшем возможно его изменение на положительный. В первой части работы проведены расчеты балансов нейтронов, выявляющие механизмы формирования пустотного эффекта реактивности. Результаты показывают, что стальной отражатель и изотоп плутония-240 существенно влияют на положительный пустотный эффект реактивности. Также обсуждаются варианты достижения отрицательного и нулевого пустотного эффекта реактивности, а также достижения положительного эффекта с использованием высокофонового плутония, что исключает риск неуправляемого разгона реактора. Полученные результаты могут послужить основой для обоснования безопасной эксплуатации реактора ВВЭР-СКД с положительным пустотным эффектом реактивности. Данная работа имеет как научное, так и практическое значение для разработки и проектирования безопасных ядерных реакторов нового поколения, обеспечивающих надежное управление реактивностью в различных эксплуатационных условиях.

Ключевые слова: МТИР-СКД, ВВЭР-СКД, пустотный эффект реактивности, запроектные аварии, баланс нейтронов в реакторе, безопасность реактора.

Для цитирования: Лапин А.С., Волков Ю.Н., Субботин С.А. Пустотный эффект реактивности в многоцелевом тестовом исследовательском реакторе МТИР-СКД. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):24–35. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-03>

For citation: Lapin A.S., Volkov Yu.N., Subbotin S.A. Void reactivity effect in the MTIR-SKD multipurpose test research reactor. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):24–35. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-03>

Void reactivity effect in the MTIR-SKD multipurpose test research reactor

Anton S. Lapin , Yuriy N. Volkov , Stanislav A. Subbotin 

National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation

Scientific Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation

✉ Lapin_AS@nrcki.ru

Abstract. This scientific article discusses the problem of the positive void reactivity effect for reactors operating in the fast neutron spectrum, in particular for the VVER-SKD reactor. The relevance of the study is due to the need to ensure the safety of these reactors in the conditions of out-of-design accidents. The research focuses on the MTIR-SKD reactor application as an experimental platform for peer analysis. It is shown that changing the composition of the fuel and

reflectors makes it possible to obtain a void reactivity effect of a different sign. It is assumed that a negative void reactivity effect will be implemented to ensure safety at the first stage of work with the reactor, and later it may be changed to a positive one. In the first part of the work calculations of neutron balances are carried out, revealing the mechanisms of the void reactivity effect formation. The results show that the steel reflector and the plutonium-240 isotope significantly affect the positive void reactivity effect. Options to achieve negative and zero void reactivity effect also being discussed as well as achieving a positive effect using high-carbon plutonium which eliminates the risk of uncontrolled reactor overclocking. The results obtained can serve as a basis for justifying the safe operation of the VVER-SKD reactor with a positive void reactivity effect. This work has both scientific and practical significance for the development and design of safe new generation nuclear reactors that provide reliable reactivity control in various operating conditions.

Keywords: MIR-SKD, VVER-SKD, void reactivity effect, out-of-design accidents, neutron balance in the reactor, reactor safety.

Введение

Проблема положительного пустотного эффекта (ПЭР), т.е. ввода положительной реактивности при быстром и полном опустошении активной зоны реактора является важной для большинства установок с быстрым спектром нейтронов, работающих на уран-плутониевом топливе.

Данная проблема подробно изучена для реакторов с натриевым теплоносителем. Протекание такого аварийного процесса возможно при неконтролируемом развитии аварии, когда вскипанию и выбросу натрия предшествует уменьшение теплосъема [1]. Это приводит к ужесточению спектра нейтронов и уменьшению соотношения между захватами и делениями на изотопе плутония-239. Кроме этого исчезает непосредственное поглощение нейтронов ядрами натрия. Однако, при этом возрастает утечка нейтронов из активной зоны, что создает отрицательную компоненту вклада в ПЭР. Баланс между этими факторами и определяет интегральный ПЭР. Опасность пустотного эффекта реактивности связана с тем, что может произойти разгон реактора на мгновенных нейтронах [2].

Требование нулевого интегрального ПЭР появилось для натриевых реакторов после аварии на Чернобыльской АЭС [3]. Для достижения данного требования было предложено отказаться от верхней торцевой зоны воспроизводства и использовать сверху активной зоны натриевую полость, так, чтобы при удалении натрия из нее вводилась отрицательная реактивность из-за повышающейся при этом утечки нейтронов. Это накладывает особенности на конструкцию активной

зоны: наблюдается сильно уплощенный вариант активной зоны, для повышения аксиальной утечки. Однако, достижение таким путем отрицательного ПЭР снижает технико-экономические показатели АЭС с реактором БН, а также снижает возможности наработки вторичного топлива, т.е. снижается коэффициент воспроизводства [4].

Сегодня, согласно правилам ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07, для реакторов БН при протекании запроектных аварий допустимый интервал значений ПЭР должен быть обоснован в проекте. Таким образом, существующая нормативная база не накладывает ограничений на знак и значения ПЭР в реакторах БН, а лишь регламентирует необходимость обоснования безопасности РУ при протекании аварий в таком реакторе.

В проектируемом реакторе БН-1200 конструкция активной зоны предусматривает и размещение натриевой полости, и отсутствие верхней торцевой зоны воспроизводства, однако значения ПЭР – удаление натрия из натриевой полости, верхней части ТВЭлов и активной части ТВС дает положительные значения, как и удаление натрия только из активной зоны [5]. Кроме того, проводились исследования применения в данном реакторе различных типов топлива (наряду с оксидным топливом рассмотрено нитридное). Для всех рассмотренных случаев ПЭР положителен [6]. При этом в проекте такого реактора с положительным ПЭР обосновывается приемлемый уровень безопасности [7].

В реакторах с водяным теплоносителем вариант с мгновенным введением реактив-

ности, обусловленной положительным значением ПЭР, не может быть осуществлен, поскольку теплоноситель находится в активной зоне под высоким давлением и необходимо достаточное время (порядка 10-15 секунд) для полного его истечения [8].

Стоит отметить, что наиболее важным параметром в рассматриваемом аварийном процессе является не значение ПЭР, а скорость его введения. Кроме этого, даже при отрицательном ПЭР при потере охлаждения активной зоны будет происходить нагрев топлива с последующим его плавлением. Это объясняется тем, что любой, даже остановленный реактор является источником энерговыделения и требует отвода тепла. Потеря теплоносителя – это в первую очередь потеря охлаждения ТВЭЛов активной зоны и риск достижения в них температур плавления как оболочки, так и топлива, что может привести к выходу радионуклидов в окружающую среду [7]. При этом размер аварии будет определяться не значениями и знаком ПЭР, а тепловой мощностью установки.

Целью создания реактора ВВЭР-СКД наряду с повышением коэффициента полезного действия и снижением удельных капитальных затрат является повышение воспроизводства ядерного топлива в реакторе вплоть до возможности работы такого реактора в режиме самообеспечения топливом, т.е. коэффициент воспроизводства (КВ) с учетом возможных потерь при переработке должен составлять не менее 1,05 [9]. Достижение таких значений КВ вполне возможно при использовании тесной решетки ТВЭЛов и низкой плотности теплоносителя ($0,1-0,2 \text{ г/см}^3$). Однако, при этом достигается положительный ПЭР. Существует техническая возможность достижения отрицательных значений пустотного эффекта реактивности, однако в этом случае происходит снижение воспроизводства вторичного ядерного топлива.

Существующими нормативными документами не регламентируется знак и значения ПЭР, а при протекании аварийных процессов, связанных с потерей охлаждения активной зоны должна быть доказана безопасность установки. Такое эксперимен-

тальное обоснование безопасности реактора ВВЭР-СКД с положительным пустотным эффектом в такого рода аварийных процессах может быть проведено на тестовом реакторе МТИР-СКД [10].

Эксплуатация МТИР-СКД предполагается в две стадии: тестовая и исследовательская. В рамках тестовой стадии эксплуатации МТИР-СКД важное внимание должно уделяться достижению заложенных при проектировании параметров систем, чтобы выявить возможные риски и обеспечить максимальную безопасность эксплуатации [11]. Основным акцентом будет являться оценка динамических характеристик реактора при различных режимах работы и испытаний основного и вспомогательного оборудования.

Наряду с этим на тестовой стадии также возможно проведение обоснования безопасности реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя с положительным пустотным эффектом. Для этого ключевыми аспектами проектирования являются наличие систем активного и пассивного охлаждения, а также быстро реагирующие автоматизированные системы контроля. Необходимо создать надежную систему безопасности, учитывающую различные сценарии, включая аварийные ситуации, чтобы гарантировать возможность быстрого снижения мощности.

Таким образом, целью данной статьи является исследования возможности достижения пустотного эффекта реактивности различного знака без изменений в конструкции реактора, а лишь за счет изменения материального состава топлива активной зоны и отражателя.

Методология исследования

Под базовым вариантом реактора МТИР-СКД понимается реактор с активной зоной объемом 500 литров, окруженной стальным отражателем. Изотопный состав плутония в свежем топливе соответствует составу ОЯТ реактора ВВЭР-1000 после выдержки и переработки. Вектор изотопного состава плутония, % (Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242) – 2,6/58,6/26,4/5,5/6,9. Представленные в данной статье результаты получены при использовании прецизионного кода

MCNP5, и библиотеки ядерных данных, сформированной на базе стандартных ENDF/B-VII.0 – файлов. Расчет выгорания ядерного топлива проводился с использованием ПК ISTAR-2.06 – программной системы моделирования изотопной кинетики в реакторных расчетах с использованием прецизионного кода MCNP5.

Нейтронно-физическая модель представляет собой реактор с объемом активной зоны 500 литров и включает в себя детальное описание всех ключевых элементов, составляющих активную зону реактора и ее окружения: твэлов, ТВС, сборок отражателя, выгородки, шахты, корпуса, а также пространства над и под ТВС.

Проведены расчеты выгорания топлива для каждого из рассмотренных вариантов. Во всех расчетах задавалась активная зона со свежим топливом заданного состава во всех ТВС, и проводился расчет пяти микрокампаний по 90 эффективным суткам каждая, без каких-либо перестановок или замен ТВС и без выдержек топлива во время перегрузок. Топливо в активной зоне разбивалось на восемь физических зон – три радиальные, соответствующие трем зонам по содержанию плутония, двум аксиальным (верхняя и нижняя часть активной зоны), а также верхний торцевой экран и нижний торцевой экран, т.е. в расчетах рассматривались изотопные составы, усредненные по этим зонам.

Теплоноситель разбивался на 8 аксиальных зон, шесть из которых равномерно расположены в активной зоне, а две в торцевых экранах. После расчета выгорания производилось усреднение пяти изотопных составов (на начало каждой микрокампании) для каждой зоны топлива и получались свежие составы, соответствующие началу микрокампании. Для данных составов производился расчет выгорания в течение одной микрокампании (90 суток). Для каждого варианта получены расчетные модели с составами, соответствующими началу и концу микрокампании. Для каждого из вариантов для двух состояний проведены расчеты пустотного эффекта реактивности

После получения составов для выгоревшего топлива, соответствующего середине

микрокампании, в модели выделяются 17 различных зон, каждая из которых обладает своими характеристиками, как с точки зрения конструктивных особенностей и материалов, так и нейтронно-физических свойств. Для каждой из зон проводятся расчетные анализы взаимодействия нейтронов с различными нуклидами.

Рассматривается 125 нуклидов, которые входят в состав материалов, составляющих конструкцию реактора. Кроме того, модель позволяет рассчитать утечку нейтронов из активной зоны и из реактора в целом.

Рассматриваются четыре различных состава топлива, для которых оценены балансы нейтронов и значения ПЭР:

1. Плутоний базового варианта МТИР-СКД [10].
2. Плутоний, использующийся в качестве топлива реактора БН-800 [12,13].
3. Плутоний, планируемый к использованию в реакторе МБИР.
4. Урановое топливо.

В начале эксплуатации в МТИР-СКД должен реализовываться отрицательный пустотный эффект реактивности, который обеспечивается за счет наличия боковой зоны воспроизводства из обедненного диоксида урана, а также с изотопным составом плутония с низким содержанием изотопа плутония-240. В этом состоянии проводятся тестовые испытания и экспериментальное обоснование основного и вспомогательного оборудования, обосновывается работоспособность топлива на номинальных параметрах энерговыделения, а также обосновывается реализация устойчивого теплосъема с поверхности твэлов теплоносителем с СКД параметрами.

После успешного экспериментального решения данных задач и полного обоснования работоспособности всех систем реактора МТИР-СКД, топливо активной зоны постепенно заменяется на свежее с более низким содержанием изотопа плутония 239, что приводит к поэтапному достижению слабоположительного пустотного эффекта реактивности (не более 1 \$). В этом состоянии в реакторе с использованием автономных петлевых устройств обосновывается без-

опасность установки с такими нейтронно-физическими характеристиками.

На третьем этапе боковой урановый отражатель заменяется на стальной, что обеспечивает достижение положительного пустотного эффекта реактивности на уровне энергетического реактора ВВЭР-СКД. В этом состоянии проводится обоснование безопасной эксплуатации реактора ВВЭР-СКД с положительным пустотным эффектом, посредством экспериментального моделирования аварий с потерей теплоносителя как в автономных петлевых устройствах, так и в реакторе в целом.

Результаты

Анализ механизмов реализации пустотного эффекта реактивности в базовом варианте

Рассмотрим утечку нейтронов из активной зоны. В таблице 1 приведено число нейтронов, пересекающих границу активной зоны как в положительном, так и в отрицательном направлении, а также суммарная утечка нейтронов.

Таблица 1. Изменение утечки нейтронов при опустошении базового варианта реактора МТИР-СКД*

Table 1. Changing the neutron leakage during the emptying of the MTIR-SK reactor basic version *

Состояние	Вылетающие из активной зоны	Влетающие в активную зону	Утечка нейтронов из активной зоны
Номинальное состояние	2063	1338	725
Опустошение активной зоны	3215	2072	1142
Полное опустошение реактора	3567	2509	1058

*Нормировка проводилась на 1000 нейтронов, вызвавших деление в активной зоне

Как видно из таблицы, при опустошении как всего реактора, так и активной зоны существенно возрастает число нейтронов, вылетающих за границу активной зоны, по сравнению с номинальным состоянием. Это объясняется ужесточением спектра нейтронов из-за отсутствия замедляющих ядер водорода в активной зоне. Однако, при этом возрастает и число нейтронов, которые возвращаются в активную зону. Суммарная

утечка нейтронов при опустошении возрастает. При этом при опустошении только активной зоны ее значения больше, чем при полном опустошении реактора, что связано с существенным снижением поглощений на стальных стержнях отражателя (сечение поглощения на железе-56 снижается с 0,09 до 0,05 барн) и увеличении вероятности рассеяния нейтронов в нем (полное сечение взаимодействия увеличивается с 9 до 18 барн). Эти факторы позволяют сделать вывод, что при отсутствии теплоносителя в отражателе его отражающие свойства улучшаются.

Вклад в пустотный эффект реактивности различных элементов конструкции представлен в таблице 2. В данной таблице не представлен теплоноситель, охлаждающий активную зону и стержни отражателя, поскольку его прямой вклад в пустотный эффект реактивности незначителен и составляет менее 2 нейтронов на 1000 нейтронов, вызвавших деление. Это связано с низкой плотностью теплоносителя и малой его долей в активной зоне реактора, что приводит к практически полному отсутствию захватов на ядрах теплоносителя.

Таблица 2. Вклад различных элементов конструкции МТИР-СКД в интегральный пустотный эффект реактивности*

Table 2. Contribution of various MTIR-SKD structural elements to the integral void reactivity effect*

Элемент конструкции реактора	Опустошение реактора	Опустошение активной зоны
Корпус	-128	-21
Опускной участок теплоносителя	13	-7
Выгородка	9	-26
Сталь в отражателе	82	-223
Сталь в ТВС активной зоны	6	7
Сталь в ТВС вне активной зоны	31	-38
Топливо НТЗВ	-8	-32
Топливо активной зоны	339	327
Топливо ВТЗВ	-4	-25
Торцевой отражатель	-93	-44
Утечка из реактора	-237	1
Суммарный ПЭР	9	-81

*Нормировка проводилась на 1000 нейтронов, вызвавших деление в активной зоне

Основной вклад в положительную компоненту пустотного эффекта реактивности дает топливо активной зоны, а именно плутоний-239 (рис. 1), что объясняется в значительной степени изменением спектра. Также значителен вклад изотопа плутония-240, который имеет такой же вклад в пустотный эффект реактивности, как и изотоп плутония-239, несмотря на то, что его концентрация в три раза меньше, чем концентрация плутония-239. Это объясняется существенным снижением сечения радиационного за-

хвата с 1,2-1,5 барн до 0,3-0,4 барн. Таким образом, можно сказать что изотоп плутония-240 оказывает влияние на пустотный эффект реактивности как напрямую, так и косвенно. Прямая зависимость заключается в непосредственном снижении сечения захвата нейтронов, а косвенная зависимость связана с необходимостью добавления в топлива дополнительно делящегося плутония-239 с целью компенсации паразитного захвата нейтронов плутонием-240.

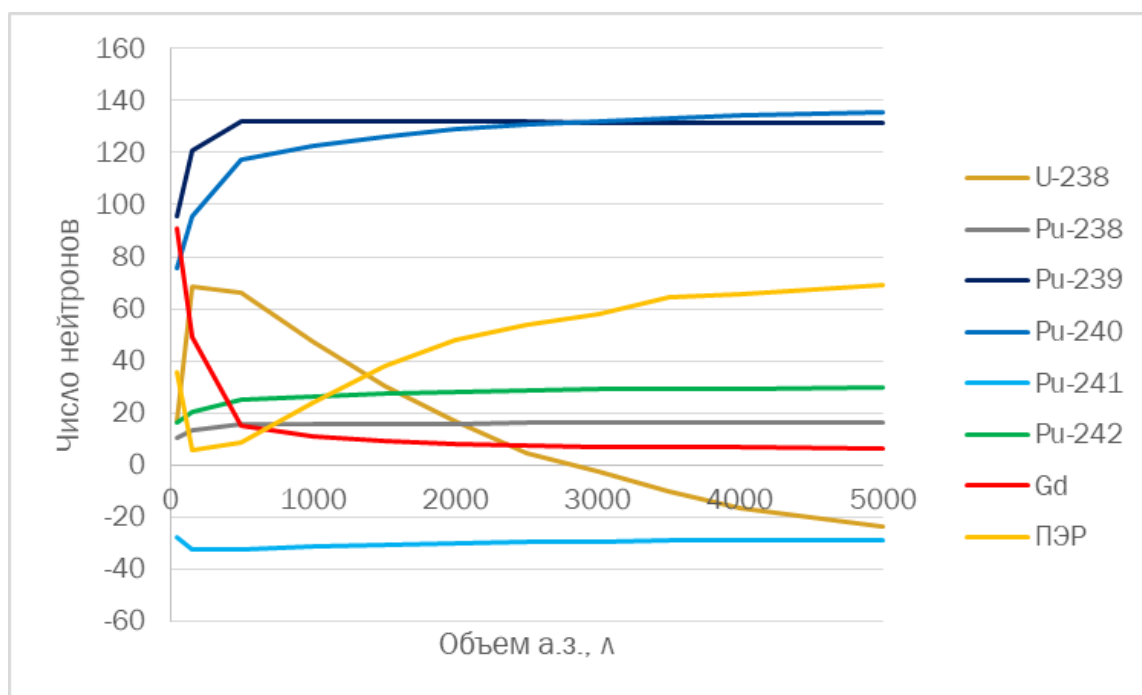


Рисунок 1. Вклад нуклидов в топливе в ПЭР
Figure 1. Contribution of nuclides in fuel of primary energy resources

Корпус реактора и внутрикорпусные устройства оказывают существенное влияние на пустотный эффект реактивности при полном опустошении реактора. Это связано с возрастанием доли нейтронов утечки из активной зоны при переходе из номинального состояния в опустошенное, а также отсутствием замедлителя в отражателе, что приводит к ужесточению спектра нейтронов вне активной зоны и снижению сечения захвата нейтронов.

При полном опустошении реактора наблюдаются противоположные по знаку эффекты, влияющие на ПЭР. С одной стороны, к росту ПЭР должно приводить ужесточение спектра нейтронов в корпусе и внутрикорпусных устройствах, вызванное

отсутствием замедлителя, что приводит к снижению сечения захвата в стали и улучшению ее отражающих свойств. С другой стороны, происходит рост плотности потока нейтронов в корпусе за счет ужесточения спектра нейтронов и увеличения утечки. Плотность потока нейтронов в корпусе реактора увеличивается при опустошении в 30 раз, поэтому именно она и определяет отрицательный вклад корпуса реактора в пустотный эффект реактивности.

Аналогично корпусу реактора, в стали отражателя на пустотный эффект реактивности влияют два фактора, имеющие различный знак с точки зрения влияния на пустотный эффект реактивности: изменение спектра, т.е. изменение сечения захвата нейтронов

и изменение плотности потока нейтронов в отражателе за счет увеличения утечки из активной зоны. Однако, в отличие от корпуса реактора, в случае стального отражателя основную роль в формировании пустотного эффекта реактивности играет более существенное снижение сечения захвата в сравнении с увеличением плотности потока нейтронов, что обуславливает положительный вклад стального отражателя в пустотный эффект реактивности.

Необходимо отметить, что сталь, расположенная в ТВС активной зоны (оболочки твэлов и чехлы ТВС на уровне топлива активной зоны) практически не оказывает влияния на пустотный эффект реактивности.

В целом, сталь в активной зоне может оказывать как прямое, так и косвенное воздействие на пустотный эффект реактивности. Под прямым воздействием понимается снижение захвата нейтронов при опустошении реактора. Под косвенным воздействием понимается введение дополнительного количества плутония в топливо активной зоны, которое необходимо для сохранения критичности из-за паразитного захвата на стали.

Возможность достижения отрицательных значений ПЭР в реакторе МТИР-СКД

Из проведенного анализа механизмов реализации пустотного эффекта реактивности следуют два фактора, которые как каждый сам по себе, так и в совокупности могут снизить значения пустотного эффекта реактивности как до нулевого уровня, так и до отрицательных значений.

Первый из них – это изменения состава всего или части отражателя. Поскольку сталь имеет существенное изменение отражающих свойств при ужесточении спектра, то в месте расположения отражателя необходимо использовать материалы с меньшим диапазоном изменения сечения радиационного захвата. Предлагается заменить три ряда сборок стального отражателя на ТВС зоны воспроизводства, состоящих из 19 твэлов с обедненным ураном. Использование 37 твэлов, как в ТВС активной зоны имеет меньшее влияние на снижение пустотного эффекта реактивности, поскольку в таких сборках объемная доля топливных материа-

лов меньше. Использование же 7 твэлов, как и в сборке стального отражателя имеет лучшее воздействие на снижение пустотного эффекта, однако в этом случае могут возникнуть проблемы с обеспечением их охлаждения. Конструкция сборки представлена на рисунке 2.

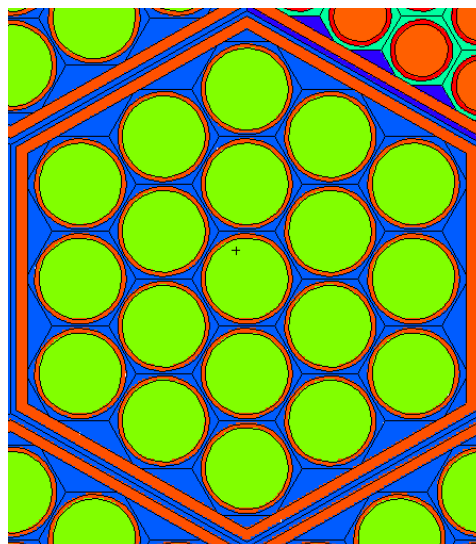


Рисунок 2. ТВС боковой зоны воспроизводства МТИР-СКД

Figure 2. Fuel assemblies of the lateral zone of MTIR-SKD reproduction

Таблица 3. Параметры различного типа сборок реактора МТИР-СКД

Table 3. Parameters of different types of MTIR-SCD reactor assemblies

Параметр	ТВС активной зоны	Сборка стального отражателя	ТВС боковой зоны воспроизводства
Число стержней в конструкции, шт	37	7	19
Диаметр сердечника, мм	7,2	21	11,2
Толщина оболочки, мм	0,6	-	0,6
Шаг размещения в сборке, мм	9,58	21	13

Вторым способом уменьшения пустотного эффекта реактивности является использование низкофонового плутония с меньшим содержанием четных изотопов. Как показали исследования, представленные в предыдущем разделе, влияние на ПЭР каждого ядра изотопа плутония-240 в три раза существеннее, чем ядра плутония-239. В составе плу-

тония с более низким содержанием плутония-240 снижено и количество плутония-241, имеющего отрицательный вклад в пустотный эффект. Однако в целом переход на более низкофоновый состав плутония позволяет снизить значения ПЭР. Рассмотрены несколько таких изотопных составов

Кроме этого, необходимо принимать во внимание то, что начало работы МТИР-СКД для достижения целей тестовой стадии эксплуатации (обеспечение устойчивого тепло-схема СКД теплоносителя при номинальных линейных нагрузках) возможно целесообразно проводить с активной зоной из обогащенного урана.

Таким образом, наряду с базовым вариантом рассматриваются еще три варианта:

1. Со слабоположительным пустотным эффектом реактивности (интегральный ПЭР не превышает 1 \$, что исключает возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах). Этот эффект достигается путем замены трех рядов сборок стального отражателя на сборки боковой зоны воспроизводства.

2. С отрицательным пустотным эффектом реактивности. Этот эффект достигается путем замены трех рядов сборок стального отражателя на сборки боковой зоны воспроизводства, а также заменой изотопного состава

штатного топлива на состав с меньшим содержанием четных изотопов плутония. Примерами таких составов может являться плутоний, планируемый в качестве штатного топлива реактора МБИР (содержание плутония-239 порядка 90 %), плутоний, использующийся в настоящее время в качестве топлива реактора БН-800 [12,13] (содержание плутония-239 порядка 80 %).

3. С отрицательным пустотным эффектом, который достигается при использовании в качестве штатного топлива обогащенного урана.

Для каждого из рассмотренных вариантов (базового, а также с измененным составом отражателя с использованием высокофоновое и низкофоновое плутония в топливе активной зоны и с урановой активной зоной) проведен подбор содержания плутония с использованием трехзонного выравнивания поля энерговыделения.

Поскольку при изменении состава отражателя, а также изменении изотопного состава плутония изменяется поле энерговыделения, а также темп падения реактивности, то производился подбор доли плутония из критерия обеспечения $K_{эфф}=1$ на конец микрокампании. Результаты представлены в таблице 4 и на рисунке 3.

Таблица 4. Различные варианты активной зоны МТИР-СКД

Table 4. Different variants of the MTIR-SCD core

Параметр	Базовый вариант	Использование БЗВ	Использование БЗВ + Pu МБИР	Использование БЗВ + Pu БН-800	Урановая активная зона
ПЭР на начало МКК, \$	1,7	0,06	– 5,9	– 2,0	-6,3
ПЭР на конец МКК, \$	2,2	0,2	– 5,8	– 1,7	-6,4
Содержание плутония по зонам, %	22/27/35	22/27/36	17/20/27	18,5/23/30,5	23,5/29/37,5
Содержание гадолиния, %	0,5	0,3	0,3	0,3	2,8
Темп падения реактивности за МКК, %	0,94	0,75	0,87	0,82	0,60
Доля запаздывающих нейтронов, %	0,35	0,37	0,34	0,33	0,71

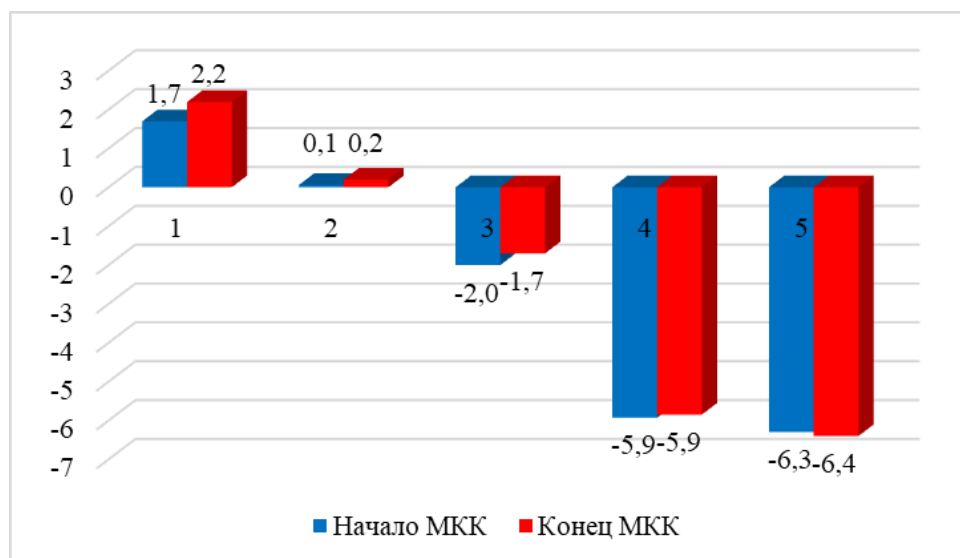


Рисунок 3. Пустотный эффект реактивности в различных вариантах МТИР-СКД (1 – использование плутония ОЯТ ВВЭР-1000 (базовый вариант), 2 – использование плутония ОЯТ ВВЭР-1000 и урановой боковой зоны воспроизводства, 3 – использование плутония БН и урановой боковой зоны воспроизводства, 4 – использование плутония МБИР и урановой боковой зоны воспроизводства, 5 – использование уранового топлива в активной зоне)

Figure 3. Void reactivity effect in different MTIR-SCD variants (1 - use of VVER-1000 SNF plutonium (basic variant), 2 - use of VVER-1000 SNF plutonium and uranium side reproduction zone, 3 - use of BN plutonium and uranium side reproduction zone, 4 - use of MBIR plutonium and uranium side reproduction zone, 5 - use of uranium fuel in the core)

Для всех рассмотренных вариантов проводилась компенсация положительного плотностного эффекта реактивности путем добавления в топливо гомогенно резонансного поглотителя – оксида гадолиния. Однако, если для плутониевых вариантов активной зоны содержание гадолиния не превышает 0,5 %, то для урановой активной зоны требуется введение 3 % поглотителя.

Необходимо отметить, что полученное значение отрицательного пустотного эффекта реактивности является фактически предельно возможным значением. При необходимости возможно увеличение пустотного эффекта реактивности до необходимого отрицательного уровня путем изменением требований к изотопному составу плутония в топливе.

Заключение

Проблема положительного пустотного эффекта важна для реакторов, работающих в быстром спектре нейтронов с уран-плутониевым топливом. Наряду с реактором БН данная проблема актуальна и для реактора ВВЭР-СКД, поэтому перед началом его проектирования и сооружения необходимо расчетно-экспериментально обосновать без-

опасность такого реактора с положительным ПЭР.

Для этого предлагается использовать реактор МТИР-СКД, который позволяет без изменения конструкции реактора, а лишь изменением состава топлива и отражателя получать ПЭР различного знака. На начальном этапе работы в МТИР-СКД должен реализовываться отрицательный ПЭР, чтобы консервативно обеспечить безопасность реактора в случае запроектной аварии с полным опустошением. После этого возможно изменение состава топлива и смена знака ПЭР на положительный, что позволит экспериментально обосновать безопасность реактора СКД с положительным ПЭР и валидировать программные средства для расчета запроектных аварий.

В первой части исследования проведены расчеты балансов нейтронов с целью объяснить основные механизмы реализации пустотного эффекта реактивности в базовом варианте. Получено, что существенное влияние в положительную компоненту ПЭР оказывает стальной отражатель, а также изотоп плутония-240.

С учетом полученных результатов при оценке балансов нейтронов предлагается

возможность достижения как отрицательно-го ПЭР, так и нулевого. При использовании боковой зоны воспроизводства вместо стального отражателя, а также топлива с низкофоновым плутонием достигается отрицательный пустотный эффект реактивности. Замена плутония на высокофоновый позволяет достичь положительного пустотного эффекта реактивности, но не превыша-

ющего 1\$, что исключает возможность возникновения неуправляемого разгона на мгновенных нейтронах, а в случае замены зоны воспроизводства на стальной отражатель ПЭР достигает положительного значения сравнимого по величине с ПЭР в ВВЭР-СКД. Это позволит обосновать безопасную эксплуатацию ВВЭР-СКД с положительным пустотным эффектом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Перевод с англ. А.А. Ванькова, В.В. Яровицина. Москва: Энергоатомиздат, 1986. 624 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/uolter_reaktory-razmnozhiteli_1986/p3/ (дата обращения: 21.01.2025).
Waltar A., Reynolds A. Fast breeder reactors. Pergamon Press, 1981. 853 p. Available at: https://openlibrary.org/books/OL4110436M/Fast_Breeder_Reactors (accessed: 21.01.2025).
2. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В., Волков А.В. [и др.]. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности. *Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика*. 2014;3:5–14. <https://doi.org/10.26583/npe.2014.3.01>
Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evskij I.V., Volkov A.V. [et al.]. Investigation of the SVRE influence on the safety of large size sodium fast reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014;3:5–14. (in Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2014.3.01>
3. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А., Кузнецов И.А. [и др.]. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора. *Атомная энергия*. 2010;108(4):230–235. Режим доступа: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1460/1441> (дата обращения: 24.01.2024).
Poplavskii, V.M., Matveev, V.I., Eliseev, V.A., Kuznetsov I.A. [et al.]. Investigation of the influence of the sodium void effect of reactivity on the technical-economic performance and safety of an advanced fast reactor. *Atomic energy*. 2010;108:289–295. (in Russ.). <https://doi.org/10.1007/s10512-010-9291-2>
4. Арутюнян А.К., Выговский С.Б., Хачатрян А.Г. Исследование способов повышения КВ в быстрых реакторах с МОХ-топливом при стремлении к минимальным значениям НПЭР. Безопасность ядерной энергетики: тезисы XV Научно-практической конференции, 6–8 июня 2019 г. НИЯУ МИФИ [и др.]. Волгоград: ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2019. С. 68–71. Режим доступа: https://nps.viti-mephi.ru/files/page/file/sbornik_tezisov_byae-2019_0.pdf (дата обращения: 24.01.2025).
Harutyunyan A.K., Vygovskiy S.B., Khachatryan A.G. Study ways to increase KV in fast reactors with MOX-fuel aiming for the minimum SVRE. Nuclear energy safety: Abstracts of the XV Scientific and practical conference, June 6 – 8, 2019. NRNU MEPhI [et al.]. Volgogradsk: VETI NRNU MEPhI, 2019 C. 68–71. (in Russ.). Available at: https://nps.viti-mephi.ru/files/page/file/sbornik_tezisov_byae-2019_0.pdf (accessed: 24.01.2025).
5. Ашурко Ю.М., Андреев К.А., Бурьевский И.В., Волков А.В. [и др.]. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности. *Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика*. 2014;3:5–14. Режим доступа: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/articles/2014/03/01.pdf> (дата обращения: 24.01.2025).
Ashurko Y.M., Andreev K.A., Buryevsky I.V., Volkov A.V. [et al.]. Investigation of sodium void reactivity effect on safety of high power fast sodium Reactor. *Izvestiya vysshee obrazovaniya vysshee obrazovaniya. Nuclear power engineering*. 2014;3:5–14. (in Russ.). Available at: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/articles/2014/03/01.pdf> (accessed: 24.01.2025).
6. Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200. *Атомная энергия*. 2013;114(5):266–270. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1128> (дата обращения: 21.01.2025).
Eliseev V.A., Zabudko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitride fuel for a prospective BN-1200 type fast sodium reactor. *Atomic energy*. 2013;114(5):331–336. (in Russ.). <https://doi.org/10.1007/s10512-013-9720-0>
7. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Москва: Атомиздат, 1975. 237 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006956830?ysclid=mbavpcsx6v208191008> (дата обращения: 25.01.2025).
Hammel G., Okrent D. Reactivity coefficients in large power fast neutron reactors. American Nuclear Society, 1970. 386 p. Available at: https://openlibrary.org/works/OL6674035W/Reactivity_coefficients_in_large_fast_power_reactors (accessed: 25.01.2025).

8. Lou M. Loss of Coolant Accident Simulation for the Canadian Supercritical Water-Cooled Reactor Using RELAP5/MOD4. Diss. Master of App. Sci. McMaster University, 2016. 143 p. Available at: https://macsphere.mcmaster.ca/bitstream/11375/19137/2/Lou_Mengmeng_2016Apr_MASc.pdf (accessed: 25.01.2025).

9. Алексеев П.Н., Ковалишин А.А., Седов А.А., Андрианова Е.А. [и др.]. Развитие технологии ВВЭР на базе энергетических реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2023;1:48–63. EDN: EXYEZU. Режим доступа: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2023-01.pdf> (дата обращения: 24.01.2025).

Alekseev P.N., Kovalishin A.A., Sedov A.A., Andrianova E.A. [et al.]. Development of VVER technology based on power reactors with light-water coolant of supercritical parameters. *Problems of atomic science and engineering. Series: Physics of nuclear reactors*. 2023;1:48–63. (in Russ.). Available at: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2023-01.pdf> (accessed: 24.01.2025).

10. Лалин А.С., Седов А.А., Бландинский В.Ю., Котов Я.А. [и др.]. Обоснование выбора физических характеристик и мощности многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2024;2:76–88. Режим доступа: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-02.pdf> (дата обращения: 24.01.2025).

Lapin A.S., Sedov A.A., Blandinsky V.Yu., Kotov Y.A. [et al.]. Justification of selection of physical characteristics and power of multipurpose test research reactor with supercritical parameters of light water coolant. *Problems of atomic science and engineering. Series: Physics of nuclear reactors*. 2024;2:76–88. (in Russ.). Available at: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-02.pdf> (accessed: 24.01.2025).

11. Лалин А.С., Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Седов А.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А. Нейтронно-физические особенности реактора МТИР-СКД как экспериментальной базы для отработки перспективных легководных реакторных технологий. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;3:18–31. <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02>

Lapin A.S., Blandinsky V.Y., Nevinitza V.A., Pustovalov S.B., Sedov A.A., Subbotin S.A., Fomichenko P.A. Neutronic peculiarities of the MTIR-SKD reactor as an experimental base for testing advanced light-water reactor technologies. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024;3:18–31. (in Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02>

12. Клинов Д.А., Семенов М.Ю., Михайлов Г.М., Перегудов А.А. [и др.]. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик БН-800 в период перехода на загрузку смешанным оксидным уран-плутониевым топливом. *Атомная энергия*. 2023;135(1–2):3–10. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5314> (дата обращения: 21.01.2025).

Klinov D.A., Semenov M.Y., Mikhailov G.M., Peregudov A.A. [et al.]. Calculation and experimental analysis of BN-800 neutron-physical characteristics during the transition to mixed oxide fuel loading. *Atomic energy*. 2023;135:1–11. <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01074-y>

13. Клинов Д.А., Семенов М.Ю., Михайлов Г.М., Перегудов А.А. [и др.]. Анализ точности расчета распределения энергии в БН-800. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2024;1:65–71. Режим доступа: <https://vant.ippe.ru/year2024/1/neutron-constants/2445-2.html> (дата обращения: 21.01.2025).

Klinov D.A., Semenov M.Yu., Mikhailov G.M., Peregudov A.A. [et al.]. Analysis of the accuracy of calculating the distribution of energy in BN-800. *Problems of atomic science and engineering. Series: Nuclear and reactor constants*. 2024;1:65–71. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2024/1/neutron-constants/2445-2.html> (accessed: 21.01.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Лалин А.С. – проведение численных расчетов, подготовка текста статьи;
Волков Ю.Н. – выбор методов исследования;
Субботин С.А. – постановка задачи, выбор методов исследования.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Polozkov S.D. – numerical calculations, preparation of the text of the article;
Volkov Yu.N. – the choice of research methods;
Subbotin S.A. – problem statement, choice of research methods.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

FUNDING:

The authors state that there are no sources of funding.

БЛАГОДАРНОСТИ:

Авторы выражают благодарность коллегам из Курчатова комплекса перспективной атомной энергетики НИЦ «Курчатовский институт» – Невинице В.А., Бландинскому В.Ю., Седову А.А., Фомиченко П.А., Пустовалову С.Б. за помощь в постановке задачи и обсуждении результатов исследования.

ACKNOWLEDGEMENTS:

The authors would like to express their gratitude to their colleagues from the Kurchatov Complex of Advanced Nuclear Power Engineering of the Kurchatov Institute Research Center – Nevinitza V.A., Blandinsky V.Yu., Sedov A.A., Fomichenko P.A., Pustovalov S.B. for their help in setting the problem and discussing the study results.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Антон Сергеевич Лапин, аспирант НИЯУ МИФИ, г. Москва; Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0007-9013-4932>

e-mail: Lapin_AS@nrcki.ru

Юрий Николаевич Волков, кандидат технических наук, доцент НИЯУ МИФИ, г. Москва; Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-3954-6639>

e-mail: YNVolkov@mephi.ru

Станислав Анатольевич Субботин, кандидат технических наук, доцент НИЯУ МИФИ, г. Москва; Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0003-4318-6338>

e-mail: Subbotin_SA@nrcki.ru

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Anton S. Lapin, Postgraduate student, NRNU MEPhI, Moscow; Scientific Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0007-9013-4932>

e-mail: Lapin_AS@nrcki.ru

Yury N. Volkov, Cand. Sci. (Engin.), Associate Professor, NRNU MEPhI, Moscow; Scientific Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-3954-6639>

e-mail: YNVolkov@mephi.ru

Stanislav A. Subbotin, Cand. Sci. (Engin.), Associate Professor, NRNU MEPhI, Moscow; Scientific Research Center «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0003-4318-6338>

e-mail: Subbotin_SA@nrcki.ru

Поступила в редакцию / Received 28.02.2025

После доработки / Revision 30.05.2025

Принята к публикации / Accepted 03.06.2025

**ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД
В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ОБОРУДОВАНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**
DESIGN, MANUFACTURE AND COMMISSIONING
COMMISSIONING OF EQUIPMENT
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-04>

EDN GEXBOW

Оригинальная статья / Original paper



Разработка и проектирование вентиляторной градирни АЭС

С.С. Сиятникова ✉, М.М. Бакланов, С. М. Бурдаков , Ю.В. Заяров 

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

✉ sneiany25@inbox.ru

Аннотация. Одним из методов повышения надежности эксплуатации объектов атомной энергетики является повышение эффективности работы системы контурного охлаждения реакторно-энергетического оборудования (РЭО) атомных электростанций (АЭС). Важнейшим элементом системы контурного охлаждения является башенная испарительная градирня (БИГ). Эффективность ее работы очень сильно зависит от климатической обстановки при эксплуатации в южных, тропических условиях Российской Федерации и за рубежом, особенно в условиях мирового глобального потепления и развития атмосферного парникового эффекта. Для компенсации климатического фактора эксплуатации стандартной конвекционной градирной установки, возможно дополнительно вводить охлаждающие мощности в виде малогабаритных, высокоэффективных вентиляторных градирен (ВИГ) с принудительным охлаждением. Исходя из существующих проектных решений для обеспечения стабильной работы охлаждающей системы РЭО необходимо установить 10-15 ВИГ около одной БИГ, в связи с чем появляется потребность в разработке отдельных фундаментов и проведение особых земляных работ для каждой ВИГ. В дополнении к вышесказанному, ВИГ – система, с потенциалом в модернизации оборудования (оросителей, двигателей, рабочих колес, водоуловителей), что может привести к увеличению постоянных или динамических, в основном, вибрирующих нагрузок от работы вентиляторов, уменьшая несущую способность фундамента. Во избежание снижения несущей способности, а также его перегрузки, необходимо провести мероприятия по его усилению в соответствии с нормативно-техническими требованиями. В рамках данной работы был проведен анализ нагрузок действующих на фундамент ВИГ, разработана его расчетная схема. На основании литературного обзора предложено два альтернативных варианта усиления фундамента ВИГ для обеспечения перспективного апгрейда оборудования с увеличенным весом. На основании анализа разработанной расчетно-аналитической модели определено, что нагрузки с центра фундамента, благодаря предложенным вариантам усиления фундамента ВИГ, перераспределились по краям, уменьшив максимальное нагружение в 5 раз. Показано, что второй вариант усиления арматурной сеткой выигрывает экономически, по сравнению с первым вариантом (усиление сортовыми, прокатными элементами), удешевляя проведение работ по разработке фундамента в 1,2 раза.

Ключевые слова: вентиляторная градирня, вентилятор, атомная электростанция, усиление, фундамент, глобальное потепление, принудительное охлаждение, тепловлаagoзащитные экраны, реакторно-энергетическое оборудование, расчетно-аналитическая модель.

Для цитирования: Сиятникова С.С., Бакланов М.М., Бурдаков С.М., Заяров Ю.В. Разработка и проектирование вентиляторной градирни АЭС. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):36-45. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-04>

For citation: Sinyatnikova S.S., Baklanov M.M., Burdakov S.M., Zayarov Yu.V. Development and design of a fan cooling tower for a nuclear power plant. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):36-45. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-04>

Development and design of NPP fan cooling tower

Snezhana S. Sinyatnikova ✉, Mikhail M. Baklanov, Sergey M. Burdakov ,
Yuriy V. Zayarov 

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation
✉ sneiany25@inbox.ru*

Abstract. One of the methods of improving the reliability of nuclear power facilities is to increase the efficiency of the loop cooling system for reactor-power equipment (RPE) of nuclear power plants (NPP). The most important element of the loop cooling system is the evaporative cooling tower (ECT). The effectiveness of its work very much depends on the climatic situation, when operating in the southern, tropical conditions of the Russian Federation and abroad, especially in conditions of global warming and the development of the atmospheric greenhouse effect. To compensate the climatic factor of standard convection cooling tower operation, it is possible to additionally introduce cooling powers in the form of small-sized, highly efficient fan cooling towers with forced cooling. Based on the existing design solutions, to ensure the stable operation of the RPE cooling system, it is necessary to install 10-15 fan cooling towers near one evaporative cooling tower. There is a need to develop separate foundations and carry out special earthworks for each fan cooling tower. In addition to the above, fan cooling tower is a system with the potential to modernize equipment (sprinklers, motors, impellers, water traps), which can lead to an increase in constant or dynamic (mainly vibrating loads from fan operation), reducing the bearing capacity of the foundation. In order to avoid a decrease in bearing capacity, as well as its overload, it is necessary to take measures to strengthen it in accordance with regulatory and technical requirements. As part of this work, the loads acting on the fan cooling tower foundation are collected, its design scheme is developed. Based on the literary review, two alternative options to strengthen the fan cooling tower foundation are proposed to ensure a promising upgrade of equipment with increased weight. Based on the analysis of the developed computational and analytical model, it is determined that the loads from the center of the foundation, due to the proposed options to strengthen the fan cooling foundation, are redistributed along the edges, reducing the maximum load by 5 times. It is shown that the second option of mesh reinforcement benefits economically compared to the first option (reinforcement with high-quality, rolling elements), reducing the cost of foundation development by 1.2 times.

Keywords: fan cooling tower, fan, nuclear power plant, reinforcement, foundation, global warming, forced cooling, heat and moisture shields, reactor and power equipment, calculation and analytical model.

Одним из методов повышения надежности эксплуатации объектов атомной энергетики является повышение эффективности работы системы контурного охлаждения реакторно-энергетического оборудования (РЭО) атомных электростанций (АЭС).

Важнейшим элементом системы контурного охлаждения является башенная испарительная градирня (БИГ). Эффективность ее работы очень сильно зависит от климатической обстановки при эксплуатации в южных, тропических условиях Российской Федерации и за рубежом, особенно в условиях мирового глобального потепления и развития атмосферного парникового эффекта. Для компенсации климатического фактора эксплуатации стандартной конвекционной градирной установки возможно дополнительно вводить охлаждающие мощности в виде малогабаритных, высокоэффективных вентиляторных градирен (ВИГ) с принудительным охлаждением.

Согласно официальному докладу об особенностях климата на территории Российской Федерации за 2024 г., с середины 1970-х гг. рост среднегодовой температуры на территории Российской Федерации превосходит глобальную температуру в 2,5 раза, отмечая, что каждое десятилетие, вне зависимости от сезона, становится теплее предыдущего¹.

Чем выше температура наружного воздуха, тем слабее процесс охлаждения, и тем хуже справляется башенная градирня, особенно в летние периоды. Существует множество способов решить данную проблему: заменить водоуловители, оросители; ввести

¹ Бардин М.Ю., Козлова Е.Н., Платова Т.В. [и др.]. Доклад об особенностях климата на территории Российской Федерации за 2024 год. Москва: Федеральная служба по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды (Росгидромет), 2025. – 104 с. – Режим доступа: https://meteof.gov.ru/press/news/39990/?sphrase_id=933078 (дата обращения: 21.05.2025). ISBN 978-5-906099-58-7

в эксплуатацию дополнительную башенную градирню, установить жалюзи. Однако, все эти способы предполагают значительное вмешательство в работу градирни, требуя временно приостановить ее работу для модернизации и введения дополнительных технологических решений, что может быть невозможно во время продолжительной жары. Проектирование дополнительной БИГ потребует больших демонтажных и реконструкционных работ в уже действующих атомных станциях.

Как отмечает Еперин А.П. [1], для эксплуатируемых АЭС вентиляторные градирни можно использовать наряду с испарительными градирнями мокрого типа для охлаждения технической воды атомных энергетических станций. Так же автор рассмотрел перспективы применения этих градирен для строящихся или ожидающих в очереди проектов АЭС.

Опыт использования таких тамденных решений имеется. Согласно официальной информации АО «Концерн Росэнергоатом»², 20 января 2022 г. на Ростовской АЭС ввели в промышленную эксплуатацию вентиляторные градирни для энергоблока №3.

Основное отличие вентиляторных градирен от башенных заключается в том, что для обеспечения необходимого расхода воздуха в атмосферу для охлаждения используются вентиляторы. В данном случае, необходимая для охлаждения жидкость вначале разбрызгивается на оросителе для последующего стекания в накопитель. За счет постоянной работы вытяжного вентилятора воздух для охлаждения идет вверх, а для предотвращения значительных водопотерь в конструкцию монтируют каплеуловитель, находящийся непосредственно на пути воздушного потока.

В технологическом процессе охлаждения воды участвует следующее оборудование: электродвигатель, рабочее колесо, диффузор, водоуловитель, система водораспреде-

ления, оросительная система. Все это в процессе эксплуатации может сломаться или технически устареть, требуя замены на оборудование, с превосходящей массой. И если в процессе эксплуатации по различным причинам потребуется замена оборудования на более металлоемкое, то это может привести к ослаблению несущей способности фундамента, а то и к его разрушению [2].

Для данной работы была разработана трехсекционная, трехэтажная градирня, размером по осям 1-13/А-Д: 48,00х16,00м. Для данной ВИГ потребуется котлован, площадью 928,00 м². На основании технического задания необходимо установить более десяти ВИГ непосредственной близости от башенной градирни. На основании геологических данных изыскания в месте заложения ВИГ грунты, как правило, не равномерны. Глубины заложения, плотность, водонасыщенность и другие физико-механические свойства могут сильно отличаться в пределах небольшой территории. Следовательно, под каждую вентиляторную градирню надо разрабатывать отдельный фундамент с разной глубиной заложения, длиной, толщиной. Целесообразно разработать унифицированный фундамент, который сможет справиться не только со слабыми грунтами, но и с потенциальным апгрейдом оборудования.

Исходя из описанной выше проблемы, была поставлена цель: разработать и спроектировать ВИГ на территории АЭС с усиленным фундаментом на слабых грунтах с возможностью модернизации и замены оборудования.

Под «слабыми грунтами» понимаются сильно сжимаемые, перенасыщенные водой, высокопористые, рыхлые, заторфованные грунты, находящиеся в текуче-пластичном, текучем состоянии, обладающие низкой прочностью и вязкостью, сильно затрудняющие процесс строительства [3,4].

Были приняты следующие объемно-планировочные решения. Кровля вентиляторной градирни выполнена из металлических листов с рифлением в виде зерен на одной стороне, а другая сторона гладкая. Такие листы обладают высокой коррозионной стойкостью и не боятся влаги. Укладывать листы необходимо от правого края к левому в спе-

² На Ростовской АЭС ввели в промышленную эксплуатацию вентиляторные градирни для энергоблока № 3. – Режим доступа: https://rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-rostovskoy-aes/press-tsentr/novosti/40212/ (дата обращения: 21.05.2025).

циальные выемки по краям модулей внахлест. Сначала элементы соединяют между собой по кромке, а после фиксируют по всей поверхности. Листы монтируются на металлические элементы перекрытия винтовым соединением.

По конструкционному типу кровля плоская, по периметру огражденная из профилированных труб, а со стороны фасадов А-Д и Д-А предусмотрены дополнительные выходы на кровлю, в виде металлических лестниц. Между осями Г-Д расположены люки выхода на кровлю, предназначенные для выполнения рабочими работ по ремонту и уходу за сооружением на кровле. Каркас здания выполнен из металлоконструкций, предназначенных для размещения всех ключевых установок градирни. Основными компонентами каркаса являются сборные металлические изделия из стали марки С235, соединенные между собой с помощью болтовых соединений. Колонны представляют собой двутавры марки 20К1, длиной 9 метров. Стропильные конструкции выполнены из металлических профилей–балок 80х4. Распорки выполнены из металлических балок длиной 3,4 м, отличающиеся сечением по этажности. На отметке 0,000 использовался швеллер 12 П. На отметке +3,200

и +6,000 применен двутавр 20Б1. На отметке +9,000 использован двутавр 10Б1. Шаг металлических колонн равен пролету здания – 4 метра. Отметка низа стального каркаса находится на отметке 0,000. В подпорочном пространстве с отметки 0,000 на осях 1-13 и 13-1 сконструирована ветровая перегородка высотой 2,68 м. На этих же осях на фасаде сконструированы водоотводящие козырьки по всей длине. Межсекционные перекрытия служат для размещения на них оборудования и элементов кровли. Основными его составными частями служат стальные профили 75х4 предварительно оцинкованные от коррозионного воздействия. Тепловогозащитные экраны и обшивка фасада градирни – элементы сооружения, выполнены из стеклопластикового профиля 40х40мм (толщина стенок 3х3х3х5 мм). Их установке предшествует монтаж металлического профиля С44-1000 толщиной листа 0,5 мм. На этапе изготовления металлические изделия подвергаются обязательному цинкованию поверхности для защиты металла от окисления.

Оборудование на Ростовской атомной электростанции было заменено его более мощным аналогом. Общая масса всех элементов ВИГ приведена в таблице 1.

Таблица 1. Общая масса всех элементов и оборудования ВИГ

Table 1. Total weight of all elements and equipment of the fan cooling tower

Наименование	Масса, т	Нагрузка, кН
Металлические колонны	24,22	237,60
Металлические балки	38,28	375,53
Металлические раскосы	10,23	100,36
Межсекционные перекрытия	9,5	93,20
Обшивка фасада градирни	0,95	9,32
Тепловогозащитный экран	0,95	9,32
Профлисты	4,86	47,68
Обшивка кровли	10,71	105,07
Металлические лестницы	1,32	12,95
Металлическое ограждение	1,93	18,93
Капле-плечный ороситель	23,42	229,75
Водоуловитель сетчатый	4,3	42,18
Электродвигатель ВАСО 16-34-24 (3 шт.)	11,52	113,01
Рабочее колесо РК 50-6 (3 шт.)	0,75	7,36
Диффузор КВ-70/12 (3 шт.)	2,52	24,72
Всего:	145,46	1426,96

Фундамент ВИГ – это основание, которое служит для установки и обеспечения надежной работы объекта проектирования³ [5]. Он представляет собой железобетонную конструкцию в форме чаши с железобетонными колоннами внутри, служащими опорой для стальных колонн. Весь фундамент укреплен арматурной сеткой, которая связывает все элементы в одно целое и обеспечивает прочность и устойчивость конструкции. Над фундаментом располагается бассейн, который используется для сбора охлажденной воды.

С помощью программного продукта ПК ЛИРА-САПР и на основании исходных

данных таблицы 1 были рассчитаны усилия в стержнях фундамента. Расчетная схема показана на рисунке 1.

Бетонная подготовка В12,5, толщина – 100 мм, размер 49,6x17,6 м.

Фундаментная плита В25, W8, F200, толщиной 800 мм 49,4x17,4 м.

ЖБ колонны сечением 500x500 мм высотой 3820 мм.

ЖБ стенки чаши В25, W8, F200, толщина: 0,45 м 49,4 м и 17,4 м.

Внутренняя бетонная подложка В15, W6, F150 – 1520 мм.

Коэффициент Пуассона для железобетона $\nu=0,2$.

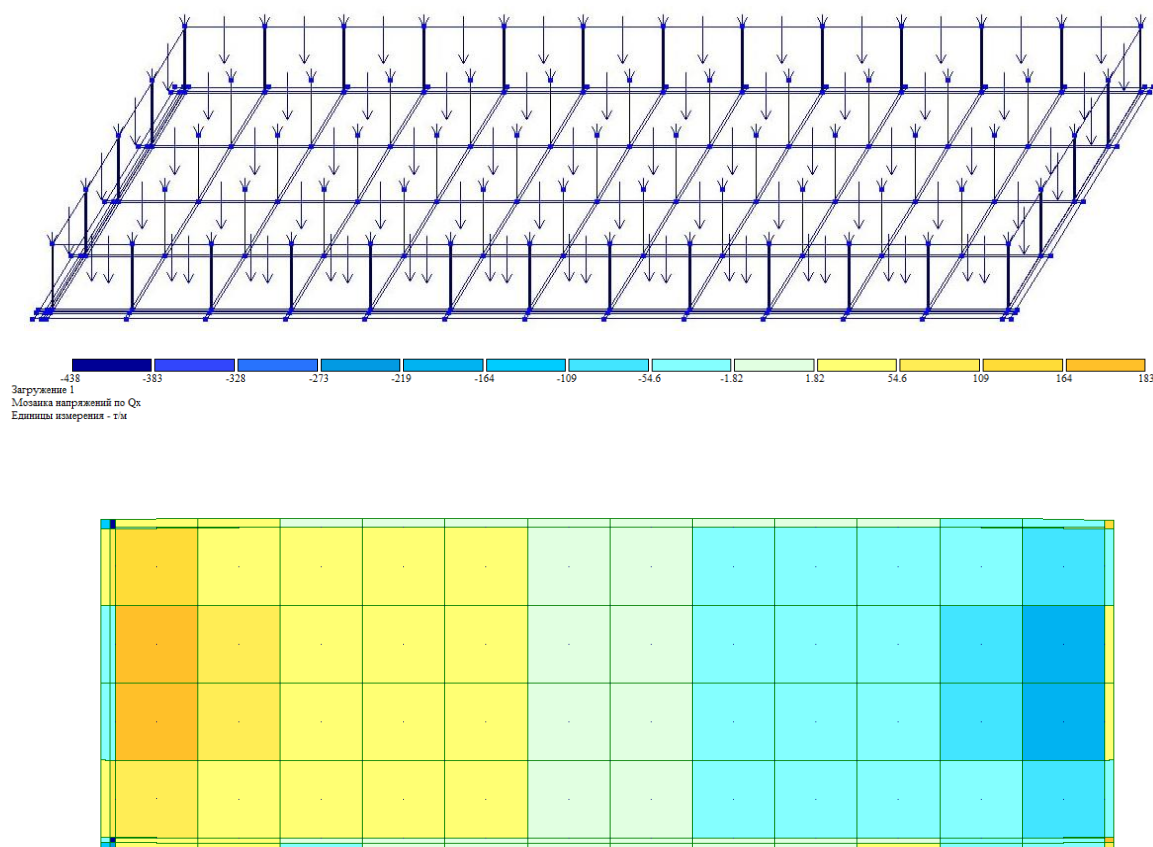


Рисунок 1. Схема нагружение фундамента без усиления
Figure 1. Diagram of foundation loading without reinforcement

³ СП26.13330.2012. Фундаменты машин с динамическими нагрузками. Актуализированная редакция СНиП 2.02.05-87. – Официальный сайт Министерства строительства и жилищно-коммунального хозяйства Российской Федерации (Минстрой России). – Режим доступа: <https://minstroyrf.gov.ru/docs/1865/> (дата обращения: 21.05.2025).

Согласно расчету, максимальное нагружение составляет 4364кН/м и распределено по бокам фундамента.

В рамках данной работы было предложено два альтернативных варианта фундамента ВИГ.

Для усиления фундамента может быть предложен способ, при котором в уже существующий фундамент вводят траверсы, представляющие собой двухконсольные

балки, а с двух сторон устанавливают железобетонные полосы из двутавров, которые впоследствии бетонируют [6,7]. По периметру плитного фундамента возводится армированный железобетонный пояс из двух швеллеров марки 12, а вдоль колонн – сетки из швеллеров 10. Бетонируется конструкция мелкозернистым бетоном для предотвращения коррозии, а армопояс опирается об толстую бетонную подложку^{4,5} (рис. 2).

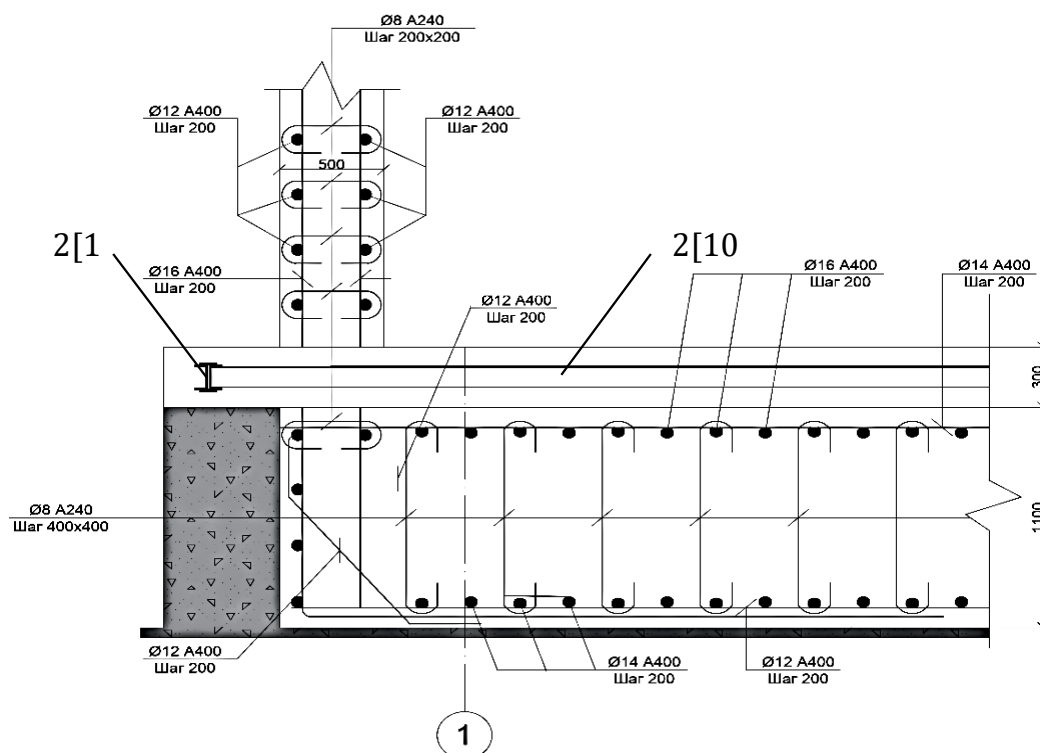


Рисунок 2. Узел сопряжения стены и дна методом усиления плитного фундамента бетонированием полос из железобетона с двух сторон

Figure 2. Joint between wall and bottom by reinforcement of slab foundation by concreting reinforced concrete strips on both sides

В среде ПК ЛИРА-САПР была разработана расчетно-аналитическая модель, которая позволила определить, что благодаря предложенному усилению фундамента

ВИГ нагрузки с центра перераспределились по краям, уменьшив максимальное нагружение в 5 раз (рис. 3).

⁴ СП 18.13330.2019 «Производственные объекты. Планировочная организация земельного участка» (СНиП П-89-80* «Генеральные планы промышленных предприятий»). – Официальный сайт Министерства строительства и жилищно-коммунального хозяйства Российской Федерации (Минстрой России). – Режим доступа: <https://minstroyrf.gov.ru/docs/57421/> (дата обращения: 21.05.2025).

⁵ СП63.13330.2012 Бетонные и железобетонные конструкции. Основные положения. – Официальный сайт Министерства строительства и жилищно-коммунального хозяйства Российской Федерации (Минстрой России). – Режим доступа: <https://minstroyrf.gov.ru/docs/1887/> (дата обращения: 21.05.2025).

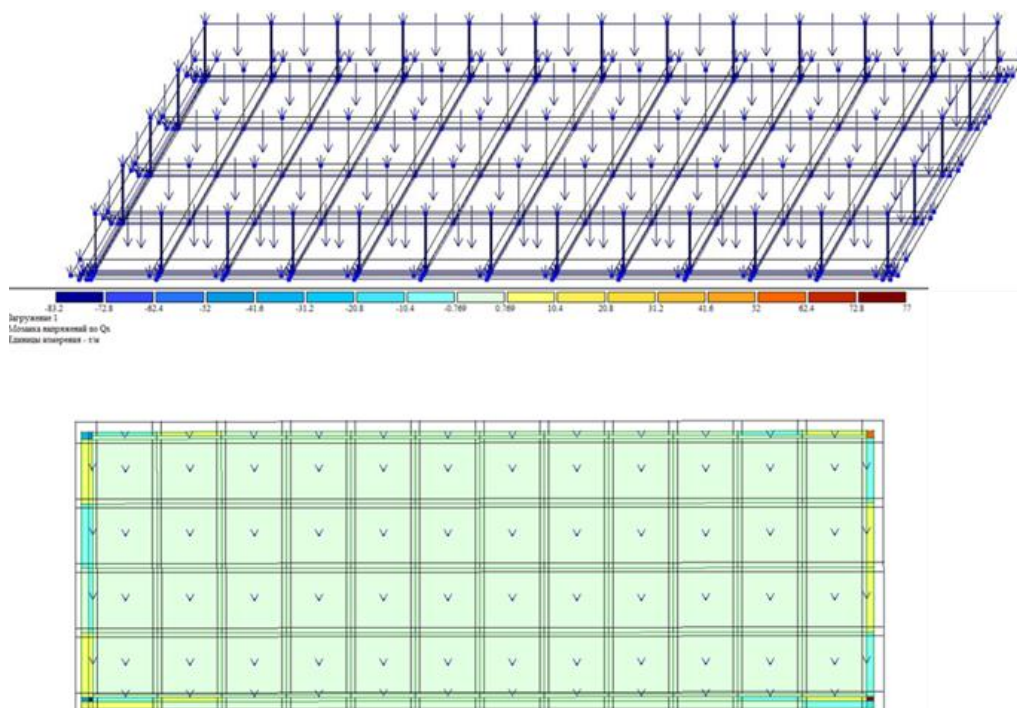


Рисунок 3. Схема нагружения усиленного фундамента методом усиления плитного фундамента бетонированием полос из железобетона с двух сторон

Figure 3. Scheme of loading reinforced foundation by reinforcement of slab foundation by concreting reinforced concrete strips on both sides

Однако данный метод обладает множеством существенных конструктивных недостатков. Места соединения швеллеров вдоль одной линии весьма уязвимы для прогибов, замена сломанного элемента может потребовать сложных и дорогостоящих работ по демонтажу [8,9]. Так же следует отметить, что применение подобных элементов, в качестве армирующих требует проведение сборочно-сварочных работ с последующей защитой сварных соединений антикоррозионными составами [10].

Вследствие этих недостатков был разработан альтернативный второй вариант усиления, в котором металлические изделия и бетонная подушка заменены арматурной сеткой стали А400, соединяющие днище бассейна с усилением единой конструкцией⁶ (рис. 4).

В качестве основной арматуры для днища и усиления используется продольная арматура Ø16мм, А400 с шагом 200 мм, а поперечная Ø14мм, А400 с шагом 200 мм. В местах усиления, в центре сетки в три ряда - арматура Ø8мм, А240 с шагом 400х400мм. Для стенок применяется арматура Ø12мм, А400 шагом 200 мм, с креплением к днищу единой связкой арматурой Ø16мм, А400 с шагом 200 мм. В колоннах – продольная арматура Ø8мм, А240 шагом 200 мм, а поперечная Ø22мм, А400 шагом 200 мм.

Проведенный анализ предложенных вариантов усиления фундамента ВИГ не выявил существенных изменений нагружения. Однако, второй вариант усиления арматурной сеткой выигрывает экономически, по сравнению с первым вариантом, удешевляя проведение работ по разработке фундамента в 1,2 раза.

⁶ Производительность – ручная дуговая сварка. – Большая энциклопедия нефти и газа. – Режим доступа: <https://ngpedia.ru/id333552p1.html> (дата обращения: 21.05.2025).

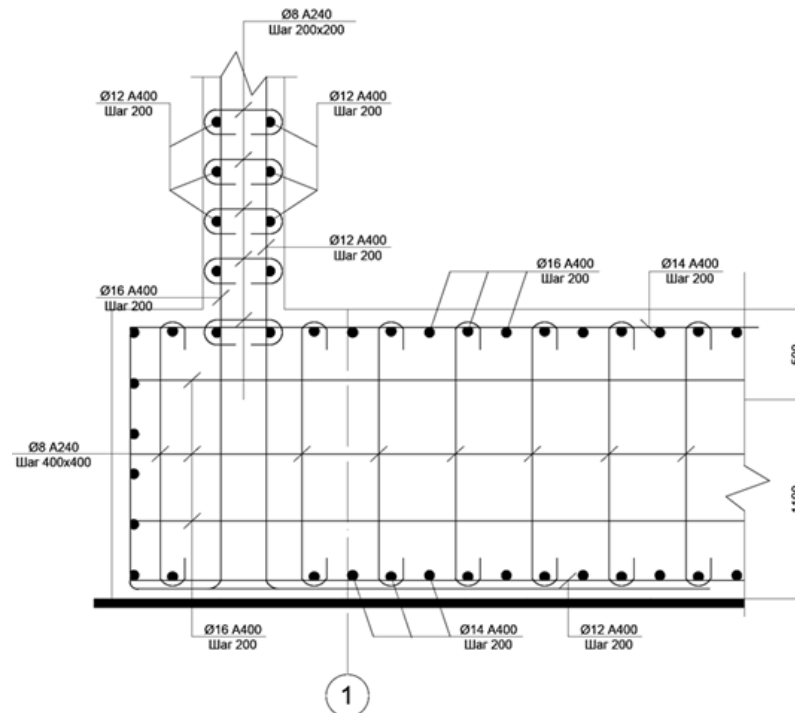


Рисунок 4. Узел сопряжения стены и дна с усиленным фундаментом с помощью арматуры
Figure 4. Joint between wall and bottom with reinforced foundation using reinforcement

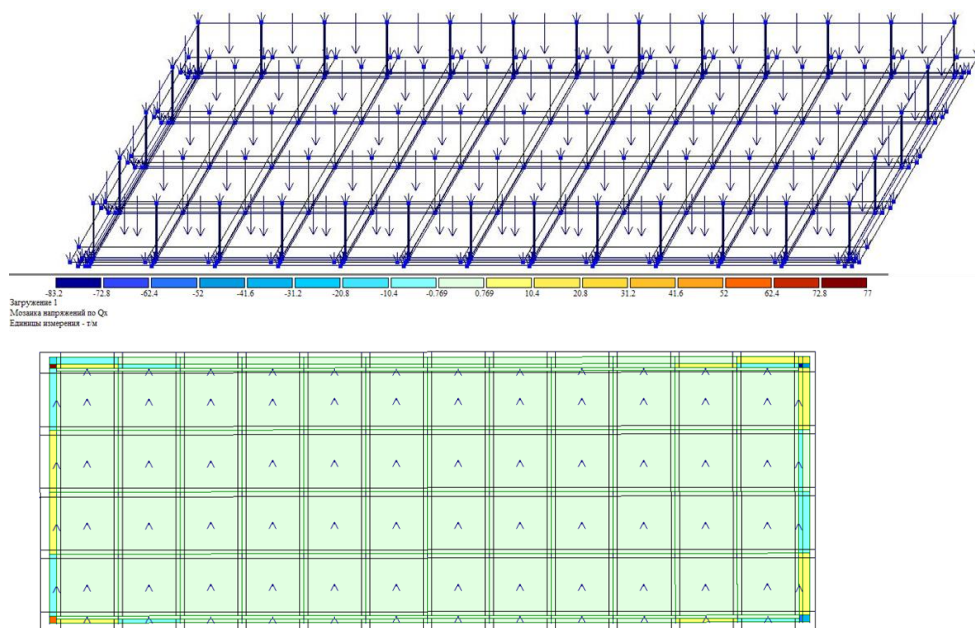


Рисунок 5. Схема нагружения усиленного фундамента с помощью арматуры
Figure 5. Reinforced foundation loading diagram using reinforcement

Предложенные конструктивные решения позволили спроектировать вентиляторную градирню с усиленным фундаментом на слабых грунтах с возможностью замены оборудования. Таким образом, для существующих и строящихся ВИГ, с учетом сложной геологической обстановки предлагается два варианта усиления фундаментов. Оба варианта

усиления позволяют значительно разгрузить фундамент. При этом первый вариант с использованием швеллеров предпочтительно применять для усиления уже существующих и эксплуатируемых фундаментов ВИГ. Второй же вариант можно рекомендовать как для существующих, так и для вновь возводимых ВИГ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Еперин А.П. О проблеме охлаждения технической воды атомных электрических станций. *Биосфера*. 2011;3(1):38–40. Режим доступа: <https://elibrary.ru/item.asp?id=16519981> (дата обращения: 21.05.2025).
- Eperin A.P. On the problem of cooling service water of nuclear power plants. *Biosphere*. 2011;3(1):38–40. (In Russ.). Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=16519981> (accessed: 21.05.2025).
2. Пономаренко В.С., Арефьев Ю.И. Градирни промышленных и энергетических предприятий. Москва: Энергоатомиздат, 1998. 376 с. ISBN 5-283-00284-5. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01000601029?ysclid=mbyx1tkdlw354768798> (дата обращения: 22.05.2025).
- Ponomarenko V.S., Arefev Yu.I. Industrial and energy cooling towers enterprises. Moscow: Energoatomizdat. 1998. 376 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01000601029?ysclid=mbyx1tkdlw354768798> (accessed: 22.05.2025).
3. Гильман Я.Д. Усиление и восстановление зданий на лессовых просадочных грунтах. Москва: Стройиздат, 1989. 159 с. ISBN 5-274-00271-4. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001459733?ysclid=mbyx3bcp42570734281> (дата обращения: 21.05.2025).
- Gil'man Ya.D. Reinforcement and restoration of buildings on loess collapses soil. Moscow. Stroyizdat. 1989. 159 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001459733?ysclid=mbyx3bcp42570734281> (accessed: 21.05.2025).
4. Калинин А.А. Обследование, расчет и усиление зданий и сооружений. Москва: Издательство ассоциации строительных вузов, 2004. 60 с. ISBN 5-93093-113-5. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01000958616?ysclid=mbyx5cwy70699753015> (дата обращения: 21.05.2025).
- Kalinin A.A. Inspection, calculation and reinforcement of buildings and structures. Moscow. Izdatel'stvo as-sotsiatsii stroitel'nykh vuzov. 2004. 160 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01000958616?ysclid=mbyx5cwy70699753015> (accessed: 21.05.2025).
5. Сотников С.Н. Проектирование и возведение фундаментов вблизи существующих сооружений : опыт строительства в условиях Северо-Запада СССР. Под ред. канд. техн. наук С. Н. Сотникова. Москва: Стройиздат, 1986. 96 с. Режим доступа: <https://djvu.online/file/QJwy7yYkzzFgH?ysclid=mbyu5wpmjy87026406> (дата обращения: 22.05.2025).
- Sotnikov S.N. Design and erection of foundations near existing ones facilities: construction experience in the North-West of the USSR. Moscow. Stroyizdat. 1986. 96 p. (in Russ.). Available at: <https://djvu.online/file/QJwy7yYkzzFgH?ysclid=mbyu5wpmjy87026406> (accessed: 22.05.2025).
6. Швец В.Б. Усиление и реконструкция фундаментов. Москва: Стройиздат, 1985. 203 с. Режим па: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001261292?ysclid=mbyx7qou6e873965572> (дата обращения: 21.05.2025).
- Shvets V.B. Reinforcement and reconstruction of foundations. Moscow. Stroyizdat. 1985. 203 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001261292?ysclid=mbyx7qou6e873965572> (accessed: 22.05.2025).
7. Онуфриев Н.М. Усиление железобетонных конструкций промышленных зданий и сооружений. Москва: Стройиздат. 1965. 342 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006450094?ysclid=mbyujk98vh121777741> (дата обращения: 23.05.2025).
- Onufriev N.M. Reinforcement of reinforced concrete structures of industrial buildings and constructions. Mos-cow. Stroyizdat. 1965. 342 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006450094?ysclid=mbyujk98vh121777741> (accessed: 23.05.2025).
8. Горохов Е.В., Брудка Я., Лубиньски М. и др. Долговечность стальных конструкций в условиях рекон-струкции Под ред. Е.В. Горохова. Москва : Стройиздат, 1994. 482с. ISBN 5-274-01406-2. Режим па: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001730302?ysclid=mbyusm86e645440659> (дата обращения: 22.05.2025).
- Gorokhov E.V., Brudka Ya., Lubin'ski M. [et al.] Durability of steel structures under reconstruction. Moscow. Stroyizdat. 1994. 482 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001730302?ysclid=mbyusm86e645440659> (accessed: 22.05.2025).
9. Кикин А.И., Васильев А.А., Кошутин Б.Н. [и др.] Повышение долговечности металлических конструкций промышленных зданий. Под ред. А. И. Кикина. 2-е изд., перераб. и доп. Москва : Стройиздат, 1984. 302 с. Ре-жим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001227371?ysclid=mbyuv1c0va60551956> (дата обращения: 23.05.2025).
- Kikin A.I., Vasil'ev A.A., Koshutin B.N. [et al.] Increased durability metal structures of industrial buildings. Moscow. Stroyizda. 1984. 302 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001227371?ysclid=mbyuv1c0va60551956> (accessed: 23.05.2025).
10. Хромченко Ф.А. Надежность сварных соединений труб котлов и паропроводов. Москва: Энергоиздат, 1982. 120 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001115162?ysclid=mbyuzycpc4666683794> (дата обра-щения: 26.05.2025).
- Khromchenko F.A. Reliability of welded joints of boiler pipes and steam pipelines. Moscow. Energoizdat. 1982. 120 p. (in Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01001115162?ysclid=mbyuzycpc4666683794> (ac-cessed: 26.05.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Синятникова С.С. – разработка теории, планирование и проведение расчетов, выполнение анализа результатов, разработка расчетных схем, программного обеспечения, создание рукописи статьи при поддержке С.М. Бурдакова;

Бакланов М.М. – планирование и проведение расчетов, выполнение анализа результатов, разработка расчетных схем, программного обеспечения, статистический анализ модели вычислений;

Бурдаков С.М. – разработка теории, планирование расчетов, выполнение анализа результатов расчетов;

Заяров Ю.В. – выполнение анализа результатов расчетов, руководство научно-исследовательской работой и проверка ее результатов.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Снежана Сергеевна Синятникова, студент 5 курса, кафедра строительных производств, факультет атомной энергетики и машиностроения, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

e-mail: sneiany25@inbox.ru

Михаил Максимович Бакланов, студент 5 курса кафедры строительных производств, факультет атомной энергетики и машиностроения, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

e-mail: zzzversk@gmail.com

Сергей Михайлович Бурдаков, кандидат технических наук, доцент кафедры строительных производств, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-8599-6008>

e-mail: SMBurdakov@mephi.ru

Юрий Владимирович Заяров, кандидат технических наук, доцент, заведующий кафедры строительных производств, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-0148-2086>

e-mail: YVZayarov@mephi.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Sinyatnikova S.S. – theory development, planning and carrying out calculations, performance of results analysis, development of calculation schemes, software, creation of article manuscript with support S.M. Burdakov;

M.M. Baklanov – planning and carrying out calculations, analysis of results, development of calculation schemes, software, statistical analysis of the calculation model;

Burdakov S.M. – development of theory, planning of calculations, analysis of calculation results;

Zayarov Yu.V. – analysis of calculation results, management of research work and verification of its results.

FUNDING:

The authors state that there are no sources of funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Snezhana S. Sinyatnikova, 5th year student, Construction Production Department, Atomic Energy and Engineering Faculty, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

e-mail: sneiany25@inbox.ru

Mikhail M. Baklanov, 5th year student, Construction Production Department, Atomic Energy and Engineering Faculty, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

e-mail: zzzversk@gmail.com

Sergey M. Burdakov, Cand. Sci. (Eng.), Associate Professor of construction industries department, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-8599-6008>

e-mail: SMBurdakov@mephi.ru

Yuriy V. Zayarov, Cand. Sci. (Engin.), Associate Professor, Head of Construction Production department, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-0148-2086>

e-mail: YVZayarov@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 31.03.2025

После доработки / Revision 10.06.2025

Принята к публикации / Accepted 12.06.2025

ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД
В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ОБОРУДОВАНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
DESIGN, MANUFACTURE AND COMMISSIONING
COMMISSIONING OF EQUIPMENT
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-05>

EDN IMZUZC

Оригинальная статья / Original paper



Расчетное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного реактора с изменяемым спектром нейтронов

И.Ш. Кускеев , В.В. Семишин , Е.А. Лебедева , Я.Д. Столотнюк

Московский государственный технический университет имени Н.Э. Баумана, г. Москва, Российская Федерация
 stolot24@mail.ru

Аннотация. Представлена расчетная оценка нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного реактора с изменяющимся спектром нейтронов. Использован нейтронно-физический модуль ПС DESNA-7, предназначенный для трехмерного моделирования активной зоны в двухгрупповом показателем приближении. Расчет нейтронно-физических сечений проводился в ПС САПФИР-95.1. Разработаны модели тепловыделяющих сборок (ТВС) с направляющими каналами под размещение поглощающих элементов или подвижных вытеснителей, формирующих две активные зоны с одинаковой тепловой мощностью и различными способами регулирования реактивности: борным и спектральным (с частичным борным). Для частичной компенсации избыточной реактивности применялись тепловыделяющие элементы с гадолинием (ТВЭГ) в виде Gd_2O_3 с концентрацией 5 % весовых. В качестве материала вытеснителей применен оксид урана UO_2 (уран с природным содержанием U^{235}). Рассмотрены два способа извлечения вытеснителей: линейное перемещение в процессе кампании и полное извлечение вытеснителей (неподвижных с начала кампании) на 326 сутки не приводят к существенному изменению критической концентрации борной кислоты. Показано, что применение спектрального регулирования позволяет снизить концентрацию борной кислоты в теплоносителе на 35 процентов. Показано, что коэффициенты реактивности по температуре топлива, теплоносителя, плотности теплоносителя увеличиваются по модулю в процессе кампании, сохраняя свой знак. Величина коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в первом контуре реактора, зависящая от водо-уранового отношения уменьшается по модулю. Максимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны со спектральным регулированием составило 1,6. Рассмотрена возможность использования в качестве органов аварийной защиты поглощающих стержней, размещенных в направляющих каналах ТВС.

Ключевые слова: спектральное регулирование, ВВЭР-С, спектр нейтронов, стержни-вытеснители, жидкостное борное регулирование, коэффициент реактивности.

Для цитирования: Кускеев И.Ш., Семишин В.В., Лебедева Е.А., Столотнюк Я.Д. Расчетное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного реактора с изменяемым спектром нейтронов. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):46–55. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-05>

For citation: Kuskeev I.Sh., Semishin V.V., Lebedeva E.A., Stolotnyuk Ya.D. Computational modeling of the neutron-physical characteristics of the core of a water-cooled reactor with a variable neutron spectrum. *Nuclear Safety*. 2025;15(1):46–55. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-05>

Computational modeling of the neutron-physical characteristics of the core of a water-cooled reactor with a variable neutron spectrum

Iskander Sh. Kuskeev , Viktor V. Semishin , Ekaterina A. Lebedeva ,
Yaroslava D. Stolotnyuk

Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation
 stolot24@mail.ru

Abstract. A calculated estimate of the neutron-physical characteristics of a light-water reactor core with a changing neutron spectrum is presented. The software tool DESNA-7 neutron physics module, designed for three-dimensional modelling of the core in a two-group approximation, is used. The calculation of the neutron-physical cross sections is carried out in the software tool SAPHIR-95.1. Fuel assembly models with guide channels for the placement of absorbing elements or mobile displacers is developed forming two cores with the same thermal power and different ways of regulating reactivity: boron and spectral (with partial boron). To compensate the excess reactivity partially, gadolinium fuel rods in the form of Gd_2O_3 with a concentration of 5% by weight are used. Uranium oxide with natural content of U^{235} is used as the material for the displacers. The two methods of displacer extraction are considered: linear displacement during the campaign and complete extraction of displacers (stationary from the beginning of the campaign) on day 326. They do not lead to a significant change in the critical concentration of boric acid. It is shown that the use of spectral regulation makes it possible to reduce the concentration of boric acid in the coolant by 35 percent. It is shown that the reactivity coefficients in terms of temperature of fuel and coolant, and density of coolant increase modulo during the campaign, maintaining their sign. The value of the reactivity coefficient for the concentration of boric acid in the first reactor circuit, depending on the water-uranium ratio, decreases modulo. The maximum value of the axial power peaking factor in the core with spectral regulation is 1.6. The possibility of using absorbing rods placed in the fuel assembly guide channels as emergency protection devices is considered.

Keywords: spectral regulation, VVER-S, neutron spectrum, displacers rods, liquid boron regulation, reactivity coefficient.

Введение

В рамках поставленных правительством задач стратегия развития ядерной энергетики с переходом к двухкомпонентной структуре на базе тепловых и быстрых реакторов с замыканием ядерного топливного цикла предписывает два направления развития технологии водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР): совершенствование традиционной технологии, включая внедрение РЕМИКС и МОКС-топлива, и разработку новых проектов с улучшенными экономическими характеристиками и повышенным воспроизводством топлива^{1,2}.

Одним из перспективных проектов дальнейшего развития технологии реакторов на тепловых нейтронах является проект реактора ВВЭР-С³. Проект реакторной установки (РУ) ВВЭР-С со спектральным регу-

лированием обладает следующими основными преимуществами⁴.

1. Снижение топливной составляющей эксплуатационных затрат.
2. Возможность 100% загрузки активной зоны МОКС-топливом.
3. Снижение количества жидких радиоактивных отходов (ЖРО).
4. В перспективе снижение капитальных затрат вследствие отказа от проектирования и строительства борного узла.

Особенность данного проекта – управление реактивностью изменением спектра нейтронов. Суть этого способа регулирования заключается в изменении замедляющей способности активной зоны в процессе выгорания топлива. При увеличении энергии нейтронов, число их взаимодействий с ядрами элементов с последующим замедлением уменьшается, как следствие, нейтроны остаются в надтепловой области, где помимо снижения вероятности деления делящихся ядер, возрастает число реакций с резонансным поглощением нейтронов, что приводит к уменьшению избыточного запаса реактивности [1].

¹ Энергетическая стратегия Российской Федерации на период до 2035 года: утверждена распоряжением правительства Рос. Федерации от 9 июня 2020 г. № 1523-р. – Режим доступа: <http://static.government.ru/media/files/w4sigFOiDjGVDYT4IgsApssm6mZRb7wx.pdf> (дата обращения: 17.02.2025).

² Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине 21 века. Москва: ФГУП ЦНИИатоминформ, 2001. – 64 с. – Режим доступа: https://elbib.biblioatom.ru/text/strategiya-atomnoy-energetiki-21-veka_2001/p0/ (дата обращения: 17.02.2025).

³ Беззубцев В.С. Опережающее технологическое развитие электроэнергетического дивизиона. *РЭА*. 2019(12):6–9. Режим доступа: <https://publicatom.ru/blog/zhurnal-rosergoatom/60001/> (дата обращения 17.02.2025).

⁴ АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» 75 лет. А.К. Подшибякин, С.Р. Сорокин, С.О. Титова и др.; гл. ред. В.А. Пиминов. – Подольск: ОАО «ПФОП», 2021. – С. 107–109. – ISBN 978-5-94883-161-9. Режим доступа: https://elbib.biblioatom.ru/text/okb-gidropress-75-let_2021/p0/ (дата обращения: 19.02.2025).

Механический метод спектрального регулирования, предполагающий изменение водо-уранового отношения в ходе кампании, реализуется путем перемещения стержней-вытеснителей в ТВС⁵: введение стержней-вытеснителей уменьшает долю замедлителя в активной зоне, и ужесточает спектр нейтронов, извлечение стержней приводит к обратному – увеличению доли замедлителя и, как следствие, смягчению спектра.

Для обеспечения качества проектирования разрабатываемых реакторов необходимым этапом является выполнение поверочных расчетов в независимых программных комплексах, использующих различные методики и алгоритмы. В большинстве опубликованных источниках отсутствует информация о методиках и средствах, применяемых при обосновании реакторов со спектральным регулированием. Исключением является работа А.И. Элазаки [1], в которой показано, что расчеты проводились с использованием кода SERPENT2 (трехмерный код на основе метода Монте-Карло) с библиотеками поперечных сечений ENDF/B. В данной работе использовался нейтронно-физический модуль программного средства (ПС) DESNA-7, входящий в программный комплекс RAINBOW [2]. Программное средство DESNA-7 предназначено для моделирования динамических и установившихся процессов в водо-водяных реакторных установках типа ВВЭР с учетом трехмерной динамики активной зоны в двухгрупповом покассетном приближении.

Целью работы является расчетное моделирование топливной кампании водо-водяного ядерного реактора с изменяемым спектром нейтронов для оценки влияния наличия вытеснителей и изменяющегося спектра нейтронов в ходе топливной кампании на нейтронно-физические характери-

сти активной зоны (интегральные эффективности органов регулирования системы управления и защиты, коэффициенты реактивности, длительности топливных кампаний). В данной работе приведено описание разработанной модели активной зоны, результаты расчетов топливных кампаний, сравнение с топливной кампанией реактора типа ВВЭР средней мощности с жидкостным борным регулированием.

Описание расчетной модели

Расчет нейтронно-физических сечений для ПС DESNA-7 производился в ПС САПФИР-95.1⁶, где используется библиотека микроскопических нейтронных сечений БНАБ-78/С-95 (применяется для расчетов малогрупповых характеристик ячеек водо-водяных и уран-графитовых реакторов для диффузионных программ). Исходные данные для ПС САПФИР-95 представлены в таблице 1. Активная зона рассматриваемого реактора в ПС Десна-7 моделируется системой из 163 шестигранных параллельных каналов. В данной работе рассматривается первая топливная загрузка, активная зона состоит из ТВС с обогащением по ^{235}U от 2% до 4%. Проводился расчетный анализ двух активных зон с одинаковой мощностью и различными способами регулирования реактивности. Для моделирования активной зоны водо-водяного реактора с борным регулированием (ВВЭР) разработана модель ТВС+ (рис. 1), с направляющими каналами под поглощающие элементы (ПЭЛ). Для активной зоны реактора со спектральным регулированием (ВВЭР-С) – ТВС-С (рис. 2), в направляющих каналах которой перемещается подвижный вытеснитель.

⁵ Семченков Ю.М., Мохов В.А., Алексеев П.Н. ВВЭР со спектральным регулированием – путь к эффективному использованию урана 238: [презентация]. Семченков Ю.М.; Международная научно-техническая конференция-2014 [г. Москва, 21–23 мая 2014 г.]. Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики/ Дата публикации: 21 мая 2014. Режим доступа: http://www.reamntk.ru/mediafiles/files/2014/Plenar/Semchenkov_YU.M..pdf?ysclid=m9q7kqgxz115756351 (дата обращения: 19.02.2025).

⁶ Программа САПФИР_95.1 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов: описание применения. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова, 2010. – 90 с. – Режим доступа: https://sapfir.niti.ru/wp-content/uploads/sites/3/2022/06/op_sapfir_95.11.pdf (дата обращения 21.02.2025).

Таблица 1. Исходные данные для ПС САПФИР-95
Table 1. The initial data for the software tool SAPHIR-95.1

Параметр	Значение
Количество ТВЭЛов в ТВС, шт. (см. постраничную сноску 5)	264
Количество ТВЭГ в ТВС, шт.	12
Шаг решетки ТВЭЛов, м (см. постраничную сноску 5)	0.01164
Шаг решетки ТВС, м	0.236
Размер ТВС под ключ, м (см. постраничную сноску 5)	0.234
Диаметр ТВЭЛа, м (см. постраничную сноску 5)	0.091
Материал вытеснителей	UO ₂ (уран с природным содержанием ²³⁵ U)

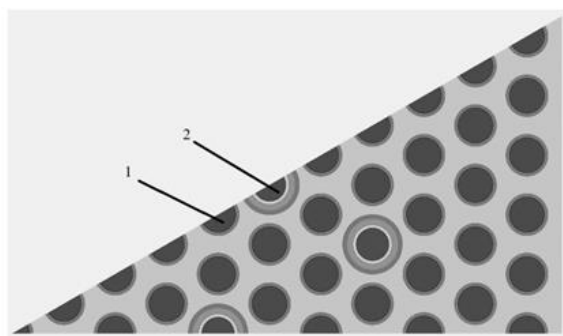


Рисунок 1. Расчетная модель ТВС+, реализованная в ПС САПФИР-95.1: 1 – ТВЭЛ, 2 – Направляющий канал под ПЭЛ

Figure 1. The calculation model TVS+ implemented in the SAPHIR-95.1 software: 1 is fuel element, 2 is guide channel for the absorbing element

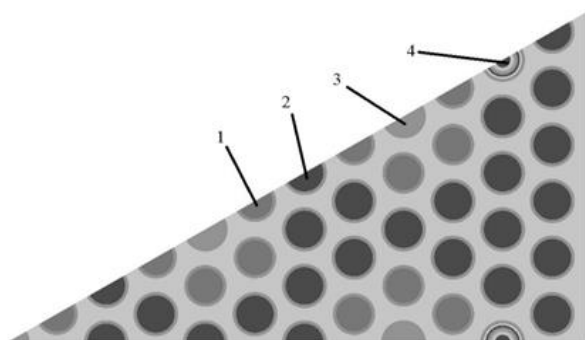


Рисунок 2. Расчетная модель ТВС-С, реализованная в ПС САПФИР-95.1: 1 – вытеснитель из природного урана, 2 – ТВЭЛ, 3 – циркониевый стержень, 4 – ТВЭГ

Figure 2. The calculation model TVS-C implemented in the SAPHIR-95.1 software: 1 is natural uranium displacer, 2 is fuel element, 3 is zirconium rod, 4 is gadolinium fuel cell

Часть избыточной реактивности компенсируется выгорающим поглотителем, расположенным в тепловыделяющем элементе. В качестве выгорающего поглотителя используется гадолиний природного состава в форме Gd₂O₃ [3]. Природный гадолиний включает в себя семь изотопов, наибольшее сечение поглощения нейтронов у ¹⁵⁷Gd ($253254 \cdot 10^{-28} \text{ м}^2$ в тепловой точке [4]). Для снижения скорости прогорания поглотителя, его располагают в ограниченном числе ТВЭЛ (в шести), но с большой концентрацией (5 % весовых), что позволило создать условия для самозкранировки выгорающего поглотителя [5]. Для корректного расчета послойного выгорания тепловыделяющих элементов с гадолинием (ТВЭГ), объем ТВЭГа разбивался по радиусу на 6 расчетных зон.

В качестве поглощающих элементов в водо-водяном реакторе (ВВЭР) применялись стержни из карбида бора В₄С с природным содержанием изотопов бора: концентрация В¹⁰ составляет 19.8%, В¹¹ – 80.2%. С точки зрения захватных свойств наиболее ценным является изотоп В¹⁰, микросечение захвата которого $3820,5 \cdot 10^{-28} \text{ м}^2$ для широкого интервала энергий нейтронов, включающего тепловую и надтепловую область. Кроме того, сечение захвата В¹⁰ не имеет резонансов в надтепловой области, а взаимодействие нейтрона с данным изотопом сопровождается высвобождением относительно мягкого гамма-кванта с энергией $0.766 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$ [6].

Результаты и обсуждения

Расчет кампаний реакторов ВВЭР и ВВЭР-С показал, что использование спектрального регулирования позволяет снизить среднее содержание борной кислоты в теплоносителе в процессе всей кампании на 35%. Наибольшая разница в концентрациях поглотителя (63%) обеспечивается в начале кампании, когда все стержни-вытеснители погружены в активную зону.

Для активной зоны со спектральным регулированием (и частичным борным регулированием) было проведено два расчета по способу извлечения вытеснителей в процессе кампании: линейное перемещение вытеснителей в процессе всей работы и неподвижное положение стержней-вытеснителей

половину топливной кампании с полным их извлечением на 326 сутки. Расположение подвижных вытеснителей в активной зоне приведено на рисунке 3.

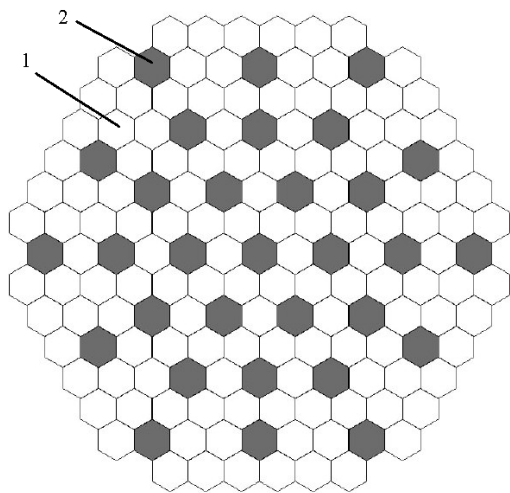


Рисунок 3. Расположение подвижных вытеснителей, участвующих в компенсации реактивности:
1 – ТБС без вытеснителя, 2 – ТБС с вытеснителем
Figure 3. Displacement of movable displacers in the core: 1 is fuel assembly without displacer, 2 is fuel assembly with displacer

Графики изменения критической концентрации борной кислоты для реактора с жидкостным и спектральным регулированием представлены на рисунке 4. Из графических зависимостей видно, что способ извлечения вытеснителей не оказывает большого влияния на концентрацию борной кислоты в процессе кампании, что в перспективе может упростить механизм управления положением органов регулирования.

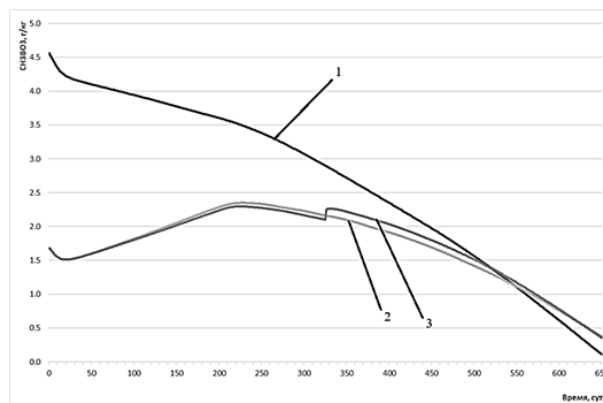


Рисунок 4. Изменение критической концентрации борной кислоты в процессе кампании реактора:
1 – Для активной зоны с жидкостным регулированием, 2 – Для активной зоны со спектральным регулированием (линейное извлечение подвижных вытеснителей), 3 – Для активной зоны со спектральным регулированием (подвижные вытеснители погружены полностью половину топливной кампании, в момент времени 325 суток, полностью извлекаются из активной зоны)

Figure 4. Change in the critical concentration of boric acid during reactor operation: 1 is for a liquid-controlled core, 2 is for a spectral-controlled core (linear extraction of mobile displacers), 3 is for a spectral-controlled core (mobile displacers are completely submerged for half of the fuel campaign, at a time of 325 days, they are completely extracted from the core)

Рассчитанные коэффициенты реактивности в номинальном режиме работы для обоих типов топливных загрузок на начало и конец кампании приведены в таблице 2. Относительные погрешности вычисления коэффициентов реактивности составляют: по температуре теплоносителя (с учетом изменения его плотности) 20 %, по плотности теплоносителя 20 %, по температуре топлива 10 %, по концентрации борной кислоты 5 %.

Таблица 2. Коэффициенты реактивности активных зон ВВЭР и ВВЭР-С
Table 2. The reactivity coefficients of the VVER u VVER-S cores

Тип реактора (время)	$\frac{d\rho}{dt_M}, 10^{-5} \text{ C}^{-1}$	$\frac{d\rho}{dt_U}, 10^{-5} \text{ C}^{-1}$	$\frac{d\rho}{d\gamma}, 10^{-4} \text{ м}^3/\text{кг}$	$\frac{d\rho}{dC}, \text{ г/кг}$
ВВЭР (начало кампании)	-12.28	-2.80	2.03	-1.55
ВВЭР (конец кампании)	-46.03	-3.02	2.61	-1.03
ВВЭР-С (начало кампании) (все вытеснители погружены)	-21.27	-2.28	0.82	-2.34
ВВЭР-С (конец кампании)	-26.47	-2.31	1.61	-1.23

Где ρ – реактивность реактора, t_M – температура теплоносителя ($^{\circ}\text{C}$) t_U – средняя температура топлива ($^{\circ}\text{C}$), γ – плотность теплоносителя ($\text{кг}/\text{м}^3$), C – концентрация борной кислоты ($\text{г}/\text{кг}$).

Полученные значения коэффициентов реактивности удовлетворяют «Правилам ядерной безопасности реакторных установок атомных станций»⁷.

Коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и топлива и плотности теплоносителя для двух рассмотренных активных зон имеют схожую динамику изменения: в процессе кампании они увеличиваются по модулю, сохраняя свой знак. Изменение значений коэффициентов реактивности по модулю в процессе выгорания топлива для ВВЭР: по температуре теплоносителя увеличение на 275%, по температуре топлива увеличение на 8%, по плотности теплоносителя увеличение на 29%. Для реактора ВВЭР-С: по температуре теплоносителя увеличение на 24%, по температуре топлива увеличение на 1%, по плотности теплоносителя увеличение на 99%. Для обеих активных зон коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в воде первого контура по модулю уменьшается. Такое изменение коэффициента реактивности объясняется увеличением водо-уранового отношения и как следствие, изменением спектра нейтронов в течении кампании.

Сравнение спектров нейтронов в начале кампании для реактора ВВЭР и ВВЭР-С представлено на рисунке 5, в конце – на рисунке 6. Видно, что в начале кампании в реакторе со спектральным регулированием энергетический спектр нейтронов смещен в область больших энергий по сравнению с реакторов ВВЭР, что обеспечивается погруженными вытеснителями и, как следствие, измененным водо-урановым отношением. В таком состоянии критическая концентрация борной кислоты ВВЭР-С оказалась значительно меньше.

К концу кампании водо-урановое отношение для ВВЭР-С увеличивается и превышает постоянное значение в ВВЭР, что приводит к смягчению спектра и необходимости использовать борную кислоту почти в том же объеме (разница концентраций H_3BO_3 на 645 эффективные сутки составляет 2.5%), что и в реакторе с борным регулированием. Это объясняет сближением значений коэффициентов реактивности по концентрации борной кислоты в конце кампании для обоих реакторов.

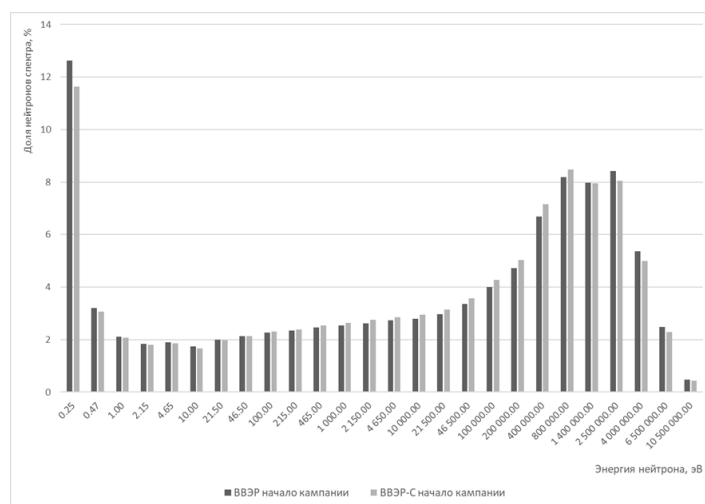


Рисунок 5. Сравнение спектра нейтронов ВВЭР и ВВЭР-С на начало кампании
Figure 5. Comparison of the VVER and VVER-S neutron spectra at the beginning of the campaign

⁷ Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому и атомному надзору от 10 декабря 2007 г. № 4. – Режим доступа: <http://cntr-nrs.gosnadzor.ru/about/AKTS/%D0%9D%D0%9F-082-07.pdf> (дата обращения: 21.02.2025).

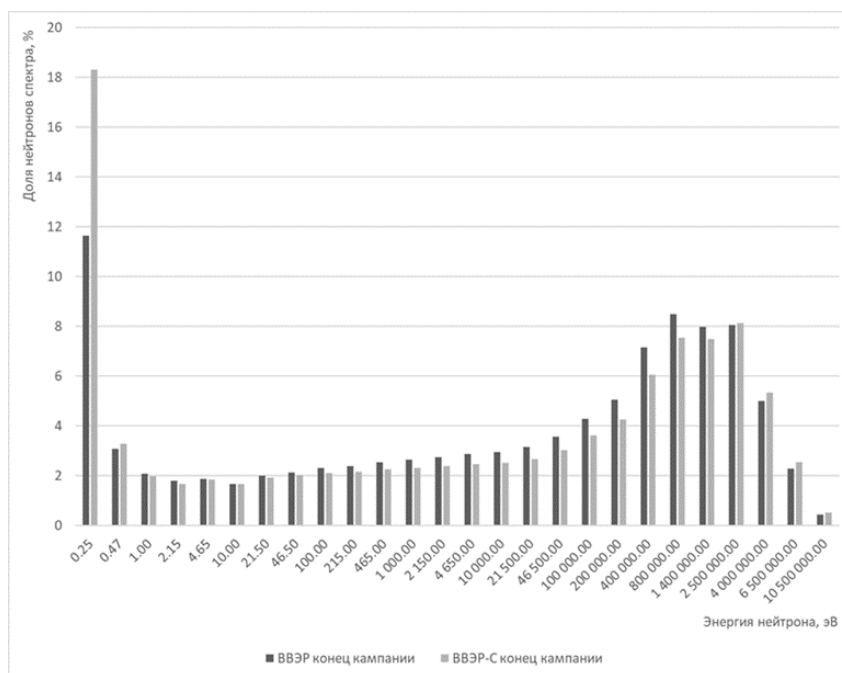


Рисунок 6. Сравнение спектра нейтронов ВВЭР и ВВЭР-С в конце кампании
Figure 6. Comparison of the VVER and VVER-S neutron spectra at the end of the campaign

Одной из особенностей реактора ВВЭР-С является значительная неравномерность энерговыделения по высоте реактора на протяжении всей кампании. Расчетные зависимости коэффициента неравномерности по высоте приведены для реактора ВВЭР на

рисунке 7 и для ВВЭР-С на рисунке 8. Максимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны ВВЭР-С составило 1,6.

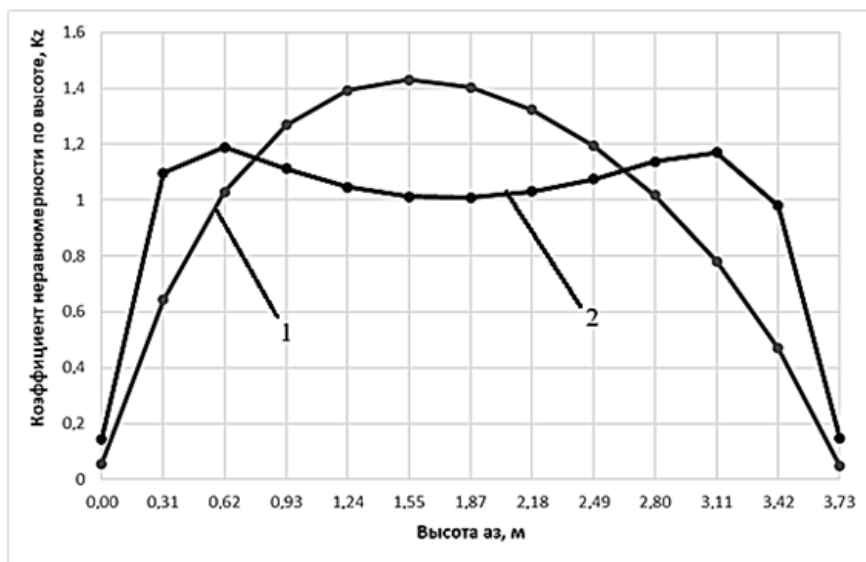


Рисунок 7. Коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны ВВЭР на начало (1) и конец кампании (2)
Figure 7. The axial power peaking factor in the VVER core at the beginning (1) and the end of the campaign (2)

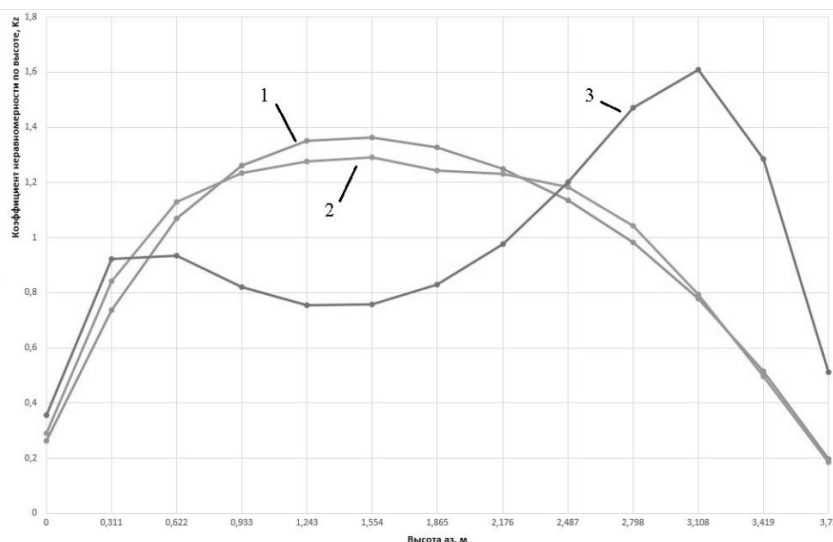


Рисунок 8. Коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны ВВЭР-С на начало (1), середину (2) и конец кампании (3)
Figure 8. The axial power peaking factor in the VVER-S core at the beginning (1), middle (2) and the end of the campaign (3)

При использовании в качестве органов аварийной защиты только подвижных вытеснителей ее интегральной эффективности оказывается недостаточной для выполнения критической функции безопасности (перевода реактора в подкритическое состояние): эффективность органов регулирования реактора ВВЭР составляет 13.08%, реактора ВВЭР-С – 2.66%. Поэтому была предложена возможная компоновка органов регулирования в виде ПЭЛов с карбидом бора с сохранением конструктивного исполнения каналов для размещения подвижных вытеснителей в ТВС. Для оценки эффективности органов регулирования разработана новая расчетная модель, где вместо центрального циркониевого прутка на рисунке 2 используется стержень-поглотитель из карбида бора, а урановый вытеснитель заменяется циркониевыми стержнями. Разработанная модель ТВС представлена на рисунке 9. Схема расположения ТВС с поглотителями и подвижными вытеснителями приведена на рисунке 10.

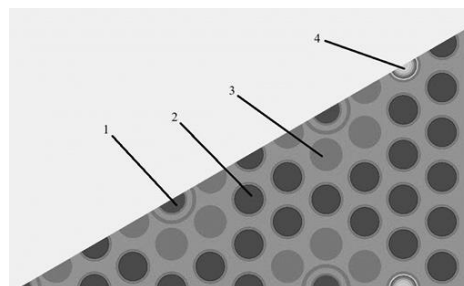


Рисунок 9. Расчетная модель ТВС-С с поглотителем, реализованная в ПС САПФИР-95.1
 1 – поглотитель из карбида бора, 2 – ТВЭЛ, 3 – циркониевый стержень, 4 – ТВЭГ
Figure 9. The TVS-C calculation model with an absorber implemented in the SAPHIR-95.1 software
 1 is boron carbide absorber, 2 is fuel element, 3 is zirconium rod, 4 is gadolinium fuel rod

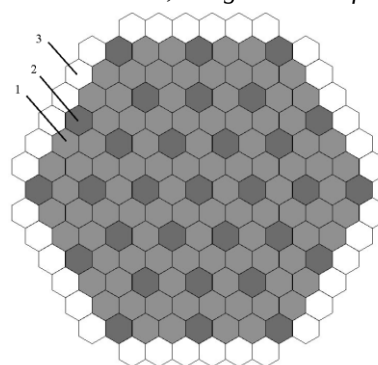


Рисунок 10. Расположение ТВС с поглотителем и ТВС с подвижными вытеснителями
 1 – ТВС с поглотителем, 2 – ТВС с вытеснителем, 3 – ТВС без поглотителя и без вытеснителя
Figure 10. Displacement absorbers and movable displacers in the core 1 is fuel assembly with absorber, 2 is fuel assembly with displacer, 3 is fuel assembly without absorber or displacer

Таким образом, при условии совместного использования как борных поглотителей, так и вытеснителей из природного урана, эффективность аварийной защиты предложенной конфигурации составила 13.74%, что соответствует эффективности аварийной защиты реактора ВВЭР без спектрального регулирования.

Заключение

Расчеты, проведенные с использованием нейтронно-физического модуля DESNA-7, показали возможность применения спектрального регулирования в реакторах типа ВВЭР средней мощности. Качественно полученные результаты хорошо согласуются с опубликованными⁸. Использование вытеснителей в качестве органов управле-

ния реактивностью позволяет снизить содержание жидкого поглотителя в первом контуре, но приводит к увеличению коэффициента неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны, что ухудшает условия эксплуатации конструкционных материалов. С точки зрения коэффициентов реактивности спектральное регулирование, как и жидкостное, удовлетворяет правилам ядерной безопасности реакторных установок и атомных станций.

Для решения задачи осуществления аварийной защиты для реактора со спектральным управлением предложено в качестве органов аварийной защиты применить стержни-поглотители, что обеспечивает эффективность ОР, сравнимую с показателями реактора ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Элазка А.И. Методики спектрального регулирования в реакторах с водой под давлением: дис. канд. техн. наук: 05.25.03. Науч. рук. Г.В. Тихомиров. НИЯУ МИФИ. Москва, 2021. 180 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01011075129?ysclid=mbp6hqi9d3231737403> (дата обращения 17.02.2025).
Elazka A.I. Methods of spectral regulation in pressurized water reactors: dissertation of the Candidate of Technical Sciences: 05.25.03. Scientific supervisor G.V. Tikhomirov. National Research Nuclear University MEPhI. Moscow, 2021. 180 p. Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01011075129?ysclid=mbp6hqi9d3231737403> (accessed: 17.02.2025).
2. Кавун О.Ю., Увакин М.А., Безруков Ю.А., Шарый Н.В. О применении метода сеток для нейтронно-физических расчетов. *Вопросы атомной науки и техники*. Серия: Физика ядерных реакторов. 2024;2:38–47. EDN:SFOYBX. Режим доступа: <https://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-02.pdf> (дата обращения: 19.02.2025).
Kavun O.Yu., Uvakin M.A., Bezrukov Yu.A., Shary N.V. On the application of the grid method for neutron physics calculations. *Problems of atomic science and engineering. Series: Physics of nuclear reactors*. 2024;2:38–47. (In Russ.). EDN: SFOYBX. Available at: <https://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-02.pdf> (accessed: 19.02.2025).
3. Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Апсэ В.А. Протактиний-231 – новый выгорающий поглотитель нейтронов. *Известия вузов: ядерная энергетика*. 2017;3:196–197. <https://doi.org/10.26583/npe.2017.3.18>
Kulikov G.G., Kulikov E.G., Shmelev A.N., Apse V.A. Protactinium-231 – a new burning-out neutron absorber. *Izvestiya vuzov: nuclear power engineering*. 2017;3:196–197. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2017.3.18>
4. Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Крючков Э.Ф., Шмелев А.Н. Повышение глубины выгорания топлива легководных реакторов при введении в его состав протактиния ²³¹Pa. *Ядерная физика и инжиниринг*. 2013;4(4):291–299. <https://doi.org/10.1134/S2079562913040088>
Kulikov G.G., Kulikov E.G., Kryuchkov E.F., Shmelev A.N. Increasing the burnout depth of light-water reactor fuel when protactinium ²³¹Pa is introduced into its composition. *Nuclear physics and engineering*. 2013;4(4):291–299. (In Russ.). <https://doi.org/10.1134/S2079562913040088>
5. Абу Сондос Махд Абдель Рахман Саламэх. Нейтронно-физические и радиационные характеристики ядерных реакторов типа ВВЭР в удлиненных кампаниях при использовании выгорающих поглотителей: дис. канд. техн. наук: 05.14.03. Науч. рук. В.М. Демин; НИЯУ МИФИ. Москва, 2019. 155 с. Режим доступа: https://ds.mephi.ru/documents/161/%D0%90%D0%B1%D1%83_%D0%A1%D0%BE%D0%BD%D0%B4%D0%BE%D1%81_%D0%9C_%D0%A2%D0%B5%D0%BA%D1%81%D1%82_%D0%B4%D0%B8%D1%81%D1%81%D0%B5%D1%80%D1%82%D0%B0%D1%86%D0%B8%D0%B8.pdf (дата обращения 17.02.2025).

⁸ Владимир Асмолов о развитии ВВЭР. – АТОМИНФО.RU: электронное период. изд. 2023. 16 ноября. – Режим доступа: <http://www.atominfo.ru/newsz06/a0961.htm> (дата обращения: 24.02.2025).

Abu Sondos Mahd Abdel Rahman Salame Neutron-physical and radiation characteristics of nuclear fuel of VVER type reactors in extended campaigns when using burn-out absorbers.: dissertation of the Candidate of Technical Sciences: 05.14.03. Scientific supervisor V.M. Demin; National Research Nuclear University MEPhI. Moscow, 2019. 155 p. (In Russ.). Available at: https://ds.mephi.ru/documents/161/%D0%90%D0%B1%D1%83_%D0%A1%D0%BE%D0%BD%D0%B4%D0%BE%D1%81_%D0%9C_%D0%A2%D0%B5%D0%BA%D1%81%D1%82_%D0%B4%D0%B8%D1%81%D1%81%D0%B5%D1%80%D1%82%D0%B0%D1%86%D0%B8%D0%B8.pdf (accessed: 17.02.2025).

6. Изотопы: свойства, получение, применение. Коллективная монография. Под ред. В.Ю. Баранова. Москва: ИздАТ, 2000. 704 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/izotopy_2000/p0/ (дата обращения 19.02.2025).

Isotopes: properties, preparation, application. Collective monograph. Edited by V.Y. Baranov. Moscow: IzdAT, 2000. 704 p. (In Russ.). Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/izotopy_2000/p0/ (accessed: 19.02.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Кускеев И.Ш. – проведение расчетов, визуализация, исследование;

Семишин В.В. – методология, программное обеспечение, редактирование;

Лебедева Е.А. – обзор и редактирование, исследование;

Столотнюк Я.Д. – редактирование, исследование.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Kuskeev I.Sh. – calculations, visualization, investigation;

Semishin V.V. – methodology, software, editing;

Lebedeva E.A. – review & editing, investigation;

Stolotnyuk Ya.D. – review & editing, investigation.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без дополнительных источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

FUNDING:

No additional funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Кускеев Искандер Шамилович, студент 4 курса, кафедра «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0006-2968-6861>

e-mail: kuskeeviskander@gmail.com

Семишин Виктор Вадимович, старший преподаватель МГТУ им. Н.Э. Баумана, кафедра «Ядерные реакторы и установки», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0001-2217-6766>

e-mail: semishin@bmstu.ru

Лебедева Екатерина Александровна, студент 4 курса, кафедра «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0006-5039-971X>

e-mail: kate-lebedeva-2003@mail.ru

Столотнюк Ярослава Донатовна, кандидат технических наук, доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0006-1831-0228>

e-mail: stolotyard@bmstu.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Iskander Sh. Kuskeev, 4th year student, Department of Nuclear Reactors and Installations, BMSTU, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0006-2968-6861>

e-mail: kuskeeviskander@gmail.com

Viktor V. Semishin, Senior lecturer, Department of Nuclear Reactors and Installations, BMSTU, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0001-2217-6766>

e-mail: semishin@bmstu.ru

Ekaterina A. Lebedeva, 4th year student, Department of Nuclear Reactors and Installations, BMSTU, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0006-5039-971X>

e-mail: kate-lebedeva-2003@mail.ru

Yaroslava D. Stolotnyuk, Cand. Sci. (Engin), Associate Professor, Department of Nuclear Reactors and Installations, BMSTU, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0006-1831-0228>

e-mail: stolotyard@bmstu.ru

Поступила в редакцию / Received 04.03.2025

После доработки / Revision 06.06.2025

Принята к публикации / Accepted 10.06.2025

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ OPERATION OF FACILITIES NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-06>

EDN IQZVFW

Оригинальная статья / Original paper



Об учете влияния гетерогенного эффекта в парообразовании на нейтронно-физические характеристики ТВС реактора BWR

Р.А. Внуков , В.В. Колесов 

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация

 vnukovra@oiate.ru

Аннотация. Традиционно при проведении нейтронно-физических расчетов в случае, когда замедлитель представляет собой систему пар + вода, эффект парообразования, например, в кипящих реакторах типа BWR учитывается гомогенно уменьшением плотности воды в соответствии с долей пара. В работе сделана попытка исследовать влияние гетерогенной структуры вода + пузырьки пара на нейтронно-физические характеристики ТВС реактора BWR. Для создания модели использовались данные бенчмарка OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III. Исследования проводились с использованием программного комплекса SERPENT-2, позволяющего случайным образом разбрасывать сферы различного радиуса, заполненные различным материалом в различных областях активной зоны реактора. Расчеты проводились с использованием библиотеки JEFF-3.1.1. Исследовалась зависимость наблюдаемого эффекта от радиусов пузырьков пара и от доли пара в теплоносителе. Обнаружено, что различия для гомогенной и гетерогенной моделей ТВС могут составлять до 0.3% в величине K_{inf} , что значительно больше точности, с которой проводились расчеты (~0.01%). Показано, что α уменьшается с ростом размера пузырьков пара при сравнении с гомогенной моделью. Таким образом, обосновывается изменение спектра нейтронов, которое влияет на изменение коэффициента размножения. При расчетном исследовании пустотного эффекта выявлено, что расхождения достигают 8% при рассмотрении моделей с различным паросодержанием и идентичных размерах пузырьков пара. Данная величина важна для корректной интерпретации мощностного эффекта реактивности в задачах оптимизации топливоиспользования. В частности, актуально для обоснования внедрения новых видов топлива.

Ключевые слова: кипящий реактор, двухфазная среда, теплоноситель, пузырьки пара, BWR, гетерогенная модель, гомогенная модель.

Для цитирования: Внуков Р.А., Колесов В.В. Об учете влияния гетерогенного эффекта в парообразовании на нейтронно-физические характеристики ТВС реактора BWR. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):56–63. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-06>

For citation: Vnukov R.A., Kolesov V.V. The influence of the heterogeneous effect in vaporization on the neutron-physical characteristics of BWR fuel assembly. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):56–63. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-06>

The influence of the heterogeneous effect in vaporization on the neutron-physical characteristics of BWR fuel assembly

Ruslan A. Vnukov , Valery V. Kolesov 

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, Obninsk, Kaluga region, Russian Federation

 vnukovra@oiate.ru

Abstract. Traditionally, when conducting neutron physics calculations in cases where the moderator is a steam + water system, the effect of vaporization, for example, in boiling reactors of the BWR type, is taken into account homogeneously by reducing the density of water in accordance with the proportion of steam. The paper attempts to investigate the effect of the heterogenic structure of water + vapor bubbles on the neutron-physical characteristics of the fuel assemblies of the BWR reactor. To create the model, data from the OECD/NEA Burnup Credit Criticality

Benchmark Phase IIIB are used. The research is carried out using the SERPENT-2 software package which allows randomly scattering spheres of various radii filled with various materials in different areas of the reactor core. The calculations are performed using the JEFF-3.1.1 library. The dependence of the observed effect on the radii of steam bubbles and on the proportion of steam in the coolant is investigated. It is found that the differences for homogeneous and heterogeneous fuel assembly models can be up to 0.3% in the value of K_{inf} , which is significantly higher than the accuracy with which calculations are performed ($\sim 0.01\%$). It is shown that α decreases with increasing vapor bubble size when compared with the homogeneous model. Thus, a change in the neutron spectrum is justified, which affects the change in the multiplication coefficient. A calculating study of the void effect revealed that discrepancies reach 8% when considering models with different vapor contents and identical vapor bubble sizes. This value is important for the correct interpretation of the reactivity power effect in fuel optimization problems. In particular, it is relevant to justify the introduction of new fuels.

Keywords: boiling reactor, two-phase flow, coolant, vapor bubbles, BWR, heterogeneous model, homogeneous model.

Введение

Так как плотности воды и пара сильно различаются, традиционно при расчетах принимается случай гомогенного теплоносителя с уменьшенной в соответствии с долей пара плотностью. Помимо вычислительной погрешности, у таких моделей существует погрешность, связанная с гомогенизацией зоны теплоносителя. Для оценки этой погрешности была создана гетерогенная модель теплоносителя, используемая в настоящей работе.

Данной теме уделено мало внимания. На текущий момент известны работы по отслеживанию характеристик реакторов типа BWR и РБМК [1-5]. Данные типы относятся к тепловым реакторам и имеют богатый опыт эксплуатации. Другими словами, расчеты по данным типам реакторов имеют с учетом имеющихся данных достаточную точность для их применения. При этом вопрос конкретизации модели, учета погрешности от гомогенизации модели в принципе не поднимался.

Для гетерогенизации зоны теплоносителя необходимо понимать, каким образом устроены пузыри, как они размещены по зоне, их доли в аксиальном профиле. Исчерпывающую информацию для этого предоставляет работа [6]. В ней рост и разрушение пузырьков пара во время конвективного переохлажденного зародышевого кипения воды в кольцевой испытательной секции с внутренним подогревом визуализировали с использованием метода высокоскоростной съемки. Результаты высокоскоростной фотосъемки показали, что пузырьки увеличивались до максимального радиуса при сколь-

жении по нагретой поверхности; медленно конденсировались, все еще прикрепляясь к нагретой поверхности; и выбрасывались в поток с дальнейшей конденсацией. Объем пузырька, смещение центра тяжести пузырька параллельно и перпендикулярно поверхности нагрева, а также изменение максимального и минимального диаметров пузырька оценивались в течение срока жизни пузырька. Было исследовано влияние теплового потока, переохлаждения объема жидкости и средней скорости потока на максимальный радиус пузырька, время роста и время конденсации. При низких переохлаждениях увеличение теплового потока приводило к уменьшению максимального радиуса пузырька и времени роста. При сильном переохлаждении максимальный радиус пузырька и время роста не зависели от теплового потока. Влияние средней скорости потока на параметры пузырьков было незначительным в пределах этого исследования. Предложены корреляции для максимального радиуса пузырька, времени роста, времени конденсации, а также скоростей роста и схлопывания. Все аспекты последовательно по мере усложнения модели могут быть приняты во внимание в исследовании.

Интересной также является работа [7], которая уточняет влияние наличия плутониевых агломератов в МОКС-топливе на основные нейтронно-физические характеристики ячейки. Из результатов отмечено, что регулярная решетка либо случайный разброс агломератов с повышенной долей плутония (вплоть до агломератов из чистого плутония) не дают существенных отклонений при рассмотрении задач нормальной эксплуатации.

Данная тема актуальна с позиции постановки задачи, хотя и не отражает существенную для данной работы информацию.

Расчетная модель

Рассматривается модель кипящего реактора BWR, описанная в бенчмарке OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIB [8]. Используемый для проведения расчетов программный комплекс SERPENT-2 [9] позволяет моделировать па-

рообразование набором паровых сфер, различного радиуса случайно разбросанных в теплоносителе (вода) в соответствии с объемной долей пара в нем. На рисунке 2 приводится поперечное сечение ТВС реактора BWR в такой модели. Расчеты проводились с использованием библиотеки JEFF-3.1.1 [10]. Ядерные данные данной библиотеки позволяют моделировать тепловые реакторы и актуальны при рассмотрении кипящих легководных реакторов.

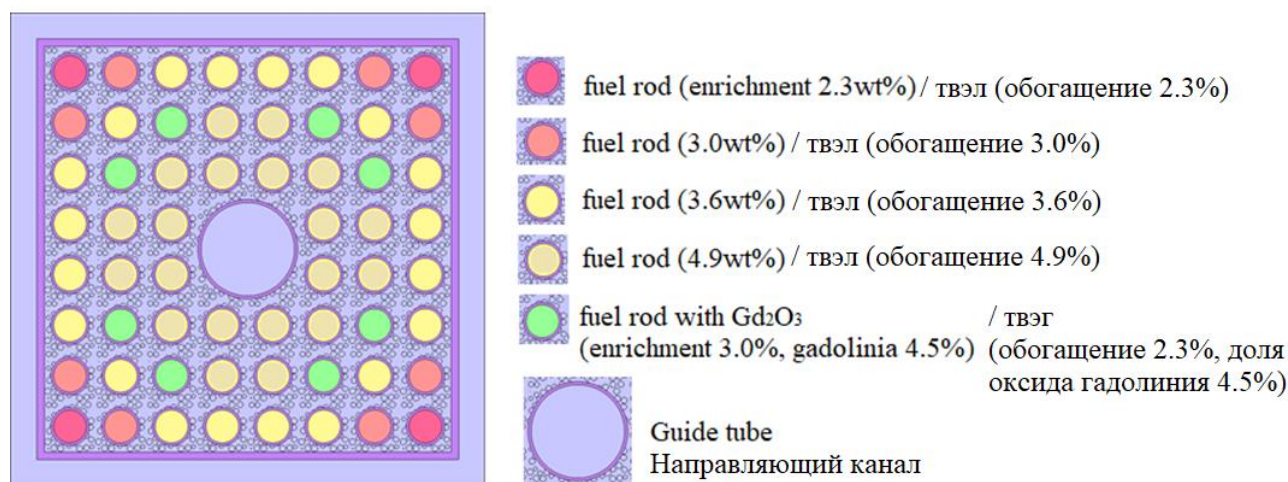


Рисунок 1. Поперечный срез модели ТВС реактора BWR
Figure 1. Cross section of the fuel assembly of BWR reactor model

Процедура задания пузырьков пара различного размера приводится в [11] и изначально рассматривалась для возможного задания микротвэлов для реакторов типа ВТГР. Размеры и размещение пузырьков пара в настоящей работе варьировались произвольно. Диапазон радиуса от 0 до 0.2 см, объемная доля пара от 0 до 55%. Возможность задать большее количество пузырей одного радиуса со случайным разбросом вызывает по большей части вычислительные сложности, упорядоченная структура позволяет плотно распределить порядка 70% объемной доли, однако в настоящем исследовании данный формат не рассмотрен, так как в более реалистичном сценарии следует образование пузырей различного размера. Стоит отметить, что данные результаты получе-

ны для различных случайных выборок размещения пузырей пара в области теплоносителя. Для результатов были созданы 10 моделей с различным случайным разбросом пузырьков пара для всех варьируемых вариантов (по радиусу пузырьков пара, по объемной доле пара).

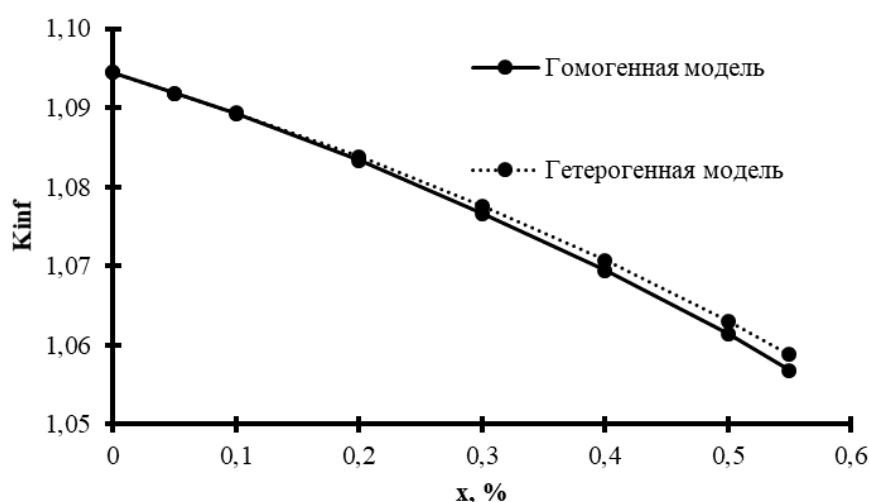
Результаты расчетов

Зависимость K_{inf} от доли пара и размеров пузырьков пара

Было проведено расчетное исследование зависимости K_{inf} от доли пара и размера пузырьков пара. В таблице 1 и на рисунке 2 приводится зависимость величины K_{inf} от доли пара в теплоносителе при радиусе пузырька 0.1 см для гомогенной и гетерогенной модели.

Таблица 1. Зависимость величины K_{inf} от доли пара в теплоносителе при радиусе пузырька 0.1 см**Table 1.** Dependence of the K_{inf} value on the proportion of steam in the coolant at a bubble radius of 0.1 cm

Доля пара, %	0	5	10	20	30	40	50	55
K_{inf} , гетерогенный случай	1.09442 +/- 0.00011	1.09178 +/-0.00011	1.08924 +/- 0.00011	1.08386 +/- 0.00011	1.07761 +/- 0.00012	1.07070 +/- 0.00011	1.06303 +/- 0.00011	1.05883 +/- 0.00011
K_{inf} , гомогенный случай		1.09184 +/-0.00011	1.08932 +/- 0.00011	1.08334 +/- 0.00011	1.07665 +/- 0.00012	1.06948 +/- 0.00011	1.06147 +/- 0.00011	1.05686 +/- 0.00012

**Рисунок 2.** Зависимость величины K_{inf} от доли пара в теплоносителе при радиусе пузырька 0.1 см**Figure 2.** Dependence of the K_{inf} value on the proportion of steam in the coolant at a bubble radius of 0.1 cm

В таблице 2 приводится зависимость K_{inf} от радиуса пузырьков пара при доле пара в теплоносителе – 40% для гетерогенного случая (в гомогенном случае $K_{inf} = 1.06949 \pm 0.00010$), а на рисунке 3 – отличие (в %) K_{inf} гетерогенного случая от гомогенного. Как видно из результатов, в области доли пара до 10% значения отличаются между гомогенной и гетерогенной моделями в пределах статистической погрешности, дальнейшее увеличение доли пара (20% и выше) приводит к росту отклонений между

моделями. Увеличение размеров пузырьков пара также ведет к росту K_{inf} в гетерогенной модели при неизменной доле пара.

Для обоснования полученных результатов для твэла с обогащением 4.9% были рассчитаны сечения деления (σ_f), радиационного захвата (σ_c) и $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ для случая с долей пара 40% и различных размеров пузырьков. Результаты приводятся в таблице 3 и на рисунке 4. Отсюда видно, что значение α падает с ростом радиуса пузырька (меняется спектр), что и приводит к росту K_{inf} .

Таблица 2. Зависимость K_{inf} от радиуса пузырьков пара при доле пара в теплоносителе – 40%**Table 2.** The dependence of K_{inf} on the radius of steam bubbles at a fraction of steam in the coolant is 40%

Радиус пузырька, см	0.00	0.02	0.05	0.10	0.15	0.20
K_{inf} , гетерогенный случай	1.06943 +/- 0.00010	1.06954 +/- 0.00010	1.06992 +/- 0.00009	1.07070 +/- 0.00009	1.07147 +/- 0.00009	1.07264 +/- 0.00010

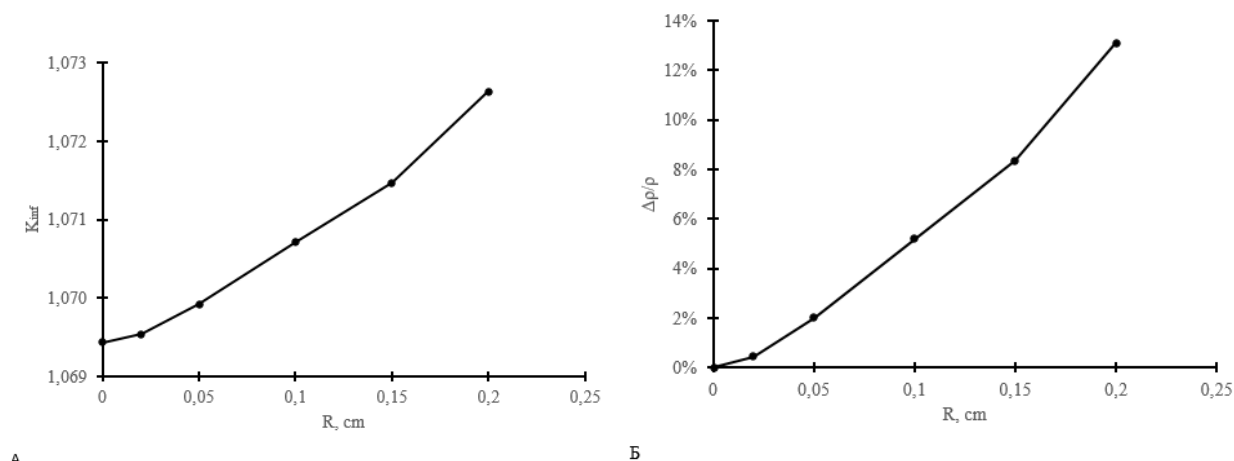


Рисунок 3. Зависимость K_{inf} от радиуса пузырьков при доле пара в теплоносителе 40% для гетерогенного случая (А) и отличие гетерогенного случая от гомогенного в % (Б)

Figure 3. K_{inf} dependence on the bubble radius with a vapor content of 40% in the coolant for the heterogeneous case (A) and the difference between the heterogeneous case and the homogeneous case in % (B)

Таблица 3. Зависимость величины α от радиуса пузырьков пара при доле пара в теплоносителе 40%

Table 3. The dependence of α on the radius of steam bubbles at a fraction of steam in the coolant is 40%

Радиус, см	Гомогенный случай			Гетерогенный случай		
	$\bar{\sigma}_f, \bar{b}$	$\bar{\sigma}_c, \bar{b}$	α	$\bar{\sigma}_f, \bar{b}$	$\bar{\sigma}_c, \bar{b}$	α
0	32.42180 +/- 0.00015	7.63250 +/- 0.00014	0.2354 +/- 0.000005	-	-	-
0.05	-	-	-	32.66590 +/- 0.00015	7.67789 +/- 0.00014	0.2350 +/- 0.000005
0.1	-	-	-	32.9654 +/- 0.00016	7.72913 +/- 0.00015	0.2345 +/- 0.000005
0.2	-	-	-	33.6063 +/- 0.00016	7.84476 +/- 0.00015	0.2334 +/- 0.000005

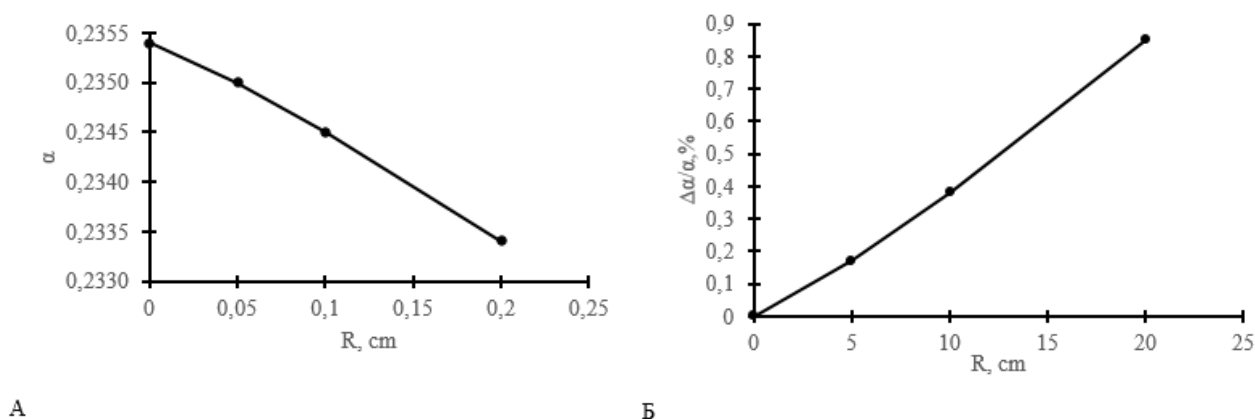


Рисунок 4. Зависимость величины α от радиуса пузырьков при доле пара в теплоносителе 40% для гетерогенного случая (А) и отличие от гомогенного случая (Б)

Figure 4. The dependence of α on the bubble radius at a vapor content in the coolant of 40% for the homogeneous case (A) and the difference from the homogeneous case (B)

Пустотный эффект

Исследован также пустотный эффект реактивности для гетерогенной и гомогенной модели. На рисунке 5 приводится отличие (в %) пустотного эффекта реактивности

для гетерогенной и гомогенной моделей (δR) для пузырьков радиусом 0.1 см. На графике приводится также экстраполяция пустотного эффекта реактивности ($\delta \rho$), рассчитанная для долей пара от 20 до 55%.

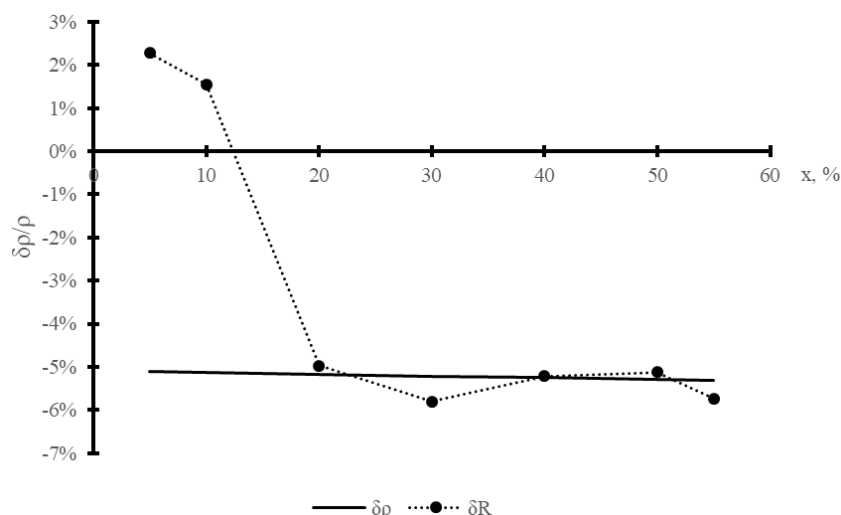


Рисунок 5. Отличие пустотного эффекта реактивности для гетерогенной и гомогенной моделей для пузырьков радиусом 0.1 см и различных долей пара

Figure 5. The difference between the void reactivity effect for heterogeneous and homogeneous models for bubbles with a radius of 0.1 cm and different vapor fractions

Величина парового коэффициента реактивности рассчитывается как $C_x = \frac{1}{K_x} - \frac{1}{K_0} / x - x_0$, где x , K_x , x_0 , K_0 , и C_x

означают паросодержание, соответствующий ему коэффициент размножения, паросодержание до кипения (обычно $x_0 = 0$), соответствующий коэффициент размножения и коэффициент реактивности.

Как видно из рисунка 5, в области малых значений паросодержания расчеты коэффициента реактивности не заслуживают доверия из-за накопления вычислительной ошибки. При этом в уточненной модели со случайным распределением паровых пузырьков пустотный коэффициент реактивности смещается на величину более чем 10% в зависимости от величины пузырьков. Очевидно, надо понимать, что в реальности размеры пузырьков различны, тогда как в модели они одинаковы.

Расхождение парового коэффициента реактивности около восьми процентов значительно превосходит допустимую расчетную ошибку. Нужно отметить, что относительная погрешность парового эффекта, как такового, никак не повлияет на потенциал безопасности, по крайней мере, если она ниже 0.1.

Однако, эта величина используется для интерпретации и декомпозиции мощностно-

го эффекта для оптимизации управления и топливоиспользования. И здесь уточнение может оказать существенное влияние на экономику текущей эксплуатации и, особенно, на обоснованность внедрения топлива улучшенного дизайна (например, толерантного к авариям).

Заключение

Проведенные расчеты показали необходимость учета гетерогенной структуры системы вода + пар в теплоносителе реактора BWR. Обнаружено, что различия для гомогенной и гетерогенной моделей ТВС могут составлять до 0.3% в величине K_{inf} , что значительно больше точности, с которой проводились расчеты (~0.01%). Несмотря на то, что в работе представлен первый этап исследований с упрощенным представлением спектра размеров паровых пузырьков в смеси, легко видеть, что эффект от уточненного моделирования топологии кипящей жидкости становится заметным с точки зрения управления ядерным реактором.

Существенная зависимость K_{inf} от размера пузырьков пара позволяет сделать вывод о необходимости проведения дополнительных исследований в области теплофизики для оценки наиболее вероятных размеров таких пузырьков. Объяснение эффекта может быть найдено если представить, что в отличие от гомогенного моделирования,

в нашем случае траектории нейтронов включают такие, где встречаются области с малой концентрацией замедлителя, и области с более высоким содержанием водорода. Нейтрон, наоборот, взаимодействует с плотным замедлителем, не попадая в пустоты. В первом случае мы имеем поток более высоких энергий, который приводит к повышенному радиационному захвату на тяжелых ядрах. Во втором – к избыточному замедлению с захватом на водороде. Более того, результирующий спектр выравнивается по энергии, что влияет на величину α и соответствующую реактивность.

Очевидно, что это только гипотеза, которую следует изучить на следующих этапах исследования модернизировав для этой цели существующий математический аппарат и системы расчетных кодов. Дальнейшее

уточнение моделирования должно включать распределение пузырьков в пространстве, изучение не только водо-паровой, но и парокapельной смесей, а также зависимость калибров и пространственных распределений паровых пузырьков от характеристик их рождения и отрыва от нагретой поверхности. Важно отметить, что полный учет влияния паровых пузырьков не будет полным если игнорировать вибрацию оболочек ТВЭЛ и вызывающие их флуктуации потока жидкости – как глобальных, так и локальных.

Разумеется, эти и подобные эффекты должны быть тщательно исследованы. При этом уже на данном этапе видно, что такие эффекты существенно влияют на поведение ядерного реактора и, следовательно, результаты подобных исследований будут иметь и ясный практический смысл.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Santamarina A. Advanced neutronics tools for BWR design calculations. Nuclear Engineering and Design. 2008. <https://doi.org/10.1016/J.NUCENGDES.2007.12.012>
2. BWRVIP-06-A: BWR Vessel and Internals Project, Safety Assessment of BWR Reactor Internals. EPRI Technical Report 1006598. March 2002. Available at: <https://www.epri.com/research/products/00000000001006598> (accessed: 14.01.2025).
3. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessel internals IAEA, VIENNA, 2005. 117 p. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1471_web.pdf (accessed: 16.01.2025).
4. Алимов Ю.В., Баловнев А.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П. [и др.]. Нейтронно-физические характеристики и ядерная безопасность РБМК. *Атомная энергия*. 2017;123:266–270. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/615/594> (дата обращения: 16.01.2025).
5. Alimov, Y.V., Balovnev, A.V., Davydov, V.K. [et al.]. RBMK neutron-physical characteristics and nuclear safety. *Atomic energy*. 2028;123:321–325. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0346-0>
6. Петров А.А. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Москва: НИКИЭТ, 2013. 631 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006634605?ysclid=mbgl9l8xbm782786369> (дата обращения: 16.01.2025).
7. Petrov A.A. RBMK channel-type nuclear power reactor. Moscow: NIKIET, 2013. (In Russ.). Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006634605?ysclid=mbgl9l8xbm782786369> (accessed: 16.01.2025).
8. Farajisarir D. Growth and collapse of vapour bubbles in convective subcooled boiling of water. A thesis submitted in partial fulfillment of the requirements for the degree of master of applied science. The university of british Columbia. 1993. 133 p. <https://doi.org/10.14288/1.0080907>
9. Yamamoto T., Sakai, T., Iwahashi D. Effect of Pu-rich agglomerates in MOX fuel on reactivity analysis of light water reactor MOX core physics experiments. *Journal of nuclear science and technology*. 2017;55(4):438–449. <https://doi.org/10.1080/00223131.2017.14033>
10. Santamarina A., Bernard D., Blaise P., Coste M. [et al.]. The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library JEFF Report 22 Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1. 61 p. Available at: https://oecd-neo.org/jcms/pl_36824/the-jeff-3-1-1-nuclear-data-library?details=true (accessed: 20.01.2025).
11. Okuno H., Naito Y., Suyama K. OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport. NEA/NSC/DOC(2002)2. Available at: https://oecd-neo.org/science/wpncs/buc/specifications/PhaseIIIB_report.pdf (accessed: 20.01.2025).
12. Leppänen J. PSG2 / Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code March 5, 2012 User's Manual. 163 p. Available at: https://serpent.vtt.fi/serpent/download/Serpent_manual.pdf (accessed: 20.01.2025).

11. Rintala V., Suikkanen H., Leppänen J., Kyrki-Rajamäki R. Modeling of realistic pebble bed reactor geometries using the Serpent Monte Carlo code. *Annals of nuclear energy*. 2015;77:223–230. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.11.018>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Внуков Р.А. – постановка задачи, проведение численных расчетов, подготовка текста статьи;

Колесов В.В. – постановка задачи, подготовка текста статьи.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без дополнительных источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Руслан Адхамович Внуков, аспирант, старший преподаватель, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-2048-0828>

e-mail: vnukovra@oiate.ru

Валерий Васильевич Колесов, кандидат физико-математических наук, доцент, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-8905-1995>

e-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Vnukov R.A. – problem statement, numerical calculations, preparation of the text of the article;

Kolesov V.V. – problem statement, preparation of the text of the article.

FUNDING:

No additional funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Ruslan A. Vnukov, Postgraduate, Senior lecturer, IATE NRNU MEPhI, Obninsk, Kaluga region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-2048-0828>

e-mail: vnukovra@oiate.ru

Valery V. Kolesov, Cand. Sci (Phys. Math.), Associate Professor, IATE NRNU MEPhI, Obninsk, Kaluga region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-8905-1995>

e-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Поступила в редакцию / Received 25.02.2025

После доработки / Revision 28.04.2025

Принята к публикации / Accepted 30.04.2025

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-07>

EDN JGDJMD

Обзорная статья / Review



Извлечение твердых радиоактивных отходов из хранилищ
при их консервации способом битумирования

Н.В. Чегонов^{1,2}  , Е.А. Ванина^{1,2}, В.В. Шилков¹, М.Е. Иванов¹

¹Федеральное государственное унитарное предприятие «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды» (ФГУП «РАДОН»),
г. Москва, Российская Федерация

²Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, г. Москва, Российская Федерация
 NVChegonov@radon.ru

Аннотация. В рамках проведения работ по подготовке к выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии первым наиболее длительным и экономически затратным пунктом в составе выполняемых мероприятий является удаление накопленных эксплуатационных радиоактивных отходов (отработавшего ядерного топлива, радиоактивных веществ, ядерных материалов) с производственных площадок выводимых из эксплуатации объектов. Данное мероприятие сопряжено с решением вопросов по определению безопасной технологии и разработке проектов производства работ по извлечению эксплуатационных отходов из хранилищ, помещений, технологического оборудования объектов использования атомной энергии. Одной из частных задач по подготовке хранилищ ФГУП «РАДОН» к выводу из эксплуатации является удаление накопленных радиоактивных отходов из хранилищ, которые при консервации были залиты расплавленным битумом. Сложность задачи состоит в том, что в настоящее время отсутствует разработанная и апробированная технология по отделению битумной составляющей непосредственно от отходов, с дальнейшим удалением отходов из хранилища. Приводятся возможные способы обращения с битумированными радиоактивными отходами, размещенными в хранилище, находящемся в пункте хранения радиоактивных отходов Нижегородского отделения ФГУП «РАДОН», обозначаются преимущества и недостатки каждого из описываемых способов, проблемные вопросы, сопутствующие решению данной задачи. Актуальность рассматриваемой темы в рамках реализации программы реабилитации объектов «ядерного наследия» заключается в получении опыта по проектированию, разработке безопасных методов и практическому решению задач по извлечению битумированных твердых радиоактивных отходов из хранилищ подобного типа в современных условиях. Делается вывод о необходимости проведения научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы для разработки технологии извлечения битумированных твердых радиоактивных отходов из хранилища.

Ключевые слова: вывод из эксплуатации, пункты хранения радиоактивных отходов, хранилища радиоактивных отходов, битумированные радиоактивные отходы, способы обращения с битумированными отходами.

Для цитирования: Чегонов Н.В., Ванина Е.А., Шилков В.В., Иванов М.Е. Извлечение твердых радиоактивных отходов из хранилищ при их консервации способом битумирования. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):64–75. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-07>

For citation: Chegonov N.V., Vanina E.A., Shilkov V.V., Ivanov M.E. Extraction of solid radioactive waste from storage facilities during their preservation by bitumen treatment. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):64–75. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-07>

Extraction of solid radioactive waste from storage facilities during their preservation by bitumen treatment

Nikolay V. Chegonov^{1,2}  , Elena A. Vanina^{1,2}, Vyacheslav V. Shilkov¹, Mikhail E. Ivanov¹

¹Federal State Unitary Enterprise «United Ecological, Technological and Scientific Research Center for Radioactive Waste Disposal and Environmental Protection» (FSUE «RADON»), Moscow, Russian Federation

²National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation

 NVChegonov@radon.ru

Annotation. As part of the work to prepare for the decommissioning of nuclear energy facilities, the first, most time-consuming and economically costly item in the scope of the measures being carried out is the removal of accumulated radioactive waste (spent nuclear fuel, radioactive substances, nuclear materials) from the production sites of decommissioned facilities. This event is associated with solving issues related to the definition of safe technology and the development of projects for the extraction of waste from storage facilities, premises, and technological equipment for nuclear energy facilities. One of the particular tasks of preparing RADON's storage facilities for decommissioning is the removal of accumulated radioactive waste from storage facilities that were filled with molten bitumen during conservation. The complexity of the task lies in the fact that currently there is no developed and tested technology for separating the bitumen component directly from waste, with further waste disposal from storage. Possible methods of handling bituminous radioactive waste located in a storage facility located at the nuclear waste storage facility of the Nizhny Novgorod branch of FSUE RADON are presented, the advantages and disadvantages of each of the described methods, and problematic issues related to solving this problem are outlined. The relevance of the topic under consideration in the framework of the program for the rehabilitation of "nuclear heritage" facilities is to gain experience in designing, developing safe methods and practical solutions for the extraction of bitumen solid radioactive waste from storage facilities of this type in modern conditions. It is concluded that it is necessary to carry out research and development work to develop a technology for the extraction of bitumen solid radioactive waste.

Keywords: decommissioning, radioactive waste storage facilities, bituminous radioactive waste, methods of handling bitumen waste.

Введение

В состав ФГУП «РАДОН» входят пункты хранения радиоактивных отходов (ПХ РАО), расположенные в 18 регионах РФ. ПХ РАО были введены в эксплуатацию в 60-70 годах XX века. Их функциональное назначение – хранение РАО, образующихся в результате производственной деятельности предприятий и организаций [1]. В настоящее время в рамках реализации программы реабилитации объектов «ядерного наследия» производится подготовка и вывод из эксплуатации (ВЭ) пунктов хранения РАО, включающие извлечение РАО из хранилищ, демонтаж оборудования, дезактивацию зданий и сооружений для перевода этих объектов в радиационно-безопасное состояние^{1,2}.

При проектировании ПХ РАО вопрос вывода их из эксплуатации не рассматривался, в проектной документации отсутствуют решения по демонтажу оборудования и выводу объектов из эксплуатации. Таким образом, разработка инновационных, экономичных и безопасных технологий ВЭ является одним из приоритетных направлений прикладных научных исследований [2].

В состав ПХ РАО Нижегородского отделения ФГУП «РАДОН» входит хранилище, которое перед консервацией в 1980 году было залито расплавленным битумом сверху размещенных в нем твердых РАО. Первоначально предполагалось, что хранилище станет пунктом захоронения РАО, извлечение РАО из хранилища в

¹ Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения. НП-091-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2014. 15 с. – Режим доступа: <https://docs.secnrs.ru/documents/nps/НП-091-14/НП-091-14.pdf> (дата обращения: 14.03.2025).

² Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов. НП-097-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. 17 с. – Режим доступа: <https://docs.secnrs.ru/documents/nps/НП-097-16/НП-097-16.pdf> (дата обращения: 14.03.2025).

проектной документации не предусматривалось. Но, в соответствии с актами первичной регистрации, РАО, размещенные в хранилище, признаны удаляемыми^{3,4}. Однако, стоит заметить, что опыта извлечения битумированных РАО из хранилищ подобного типа в современной практике не имеется.

Комплексное решение вопроса вывода из эксплуатации ПХ РАО тесно связано с безопасным обращением с извлекаемыми радиоактивными отходами, причем обеспечение радиационной безопасности является важнейшим условием реализации проекта ВЭ.

Полученные наработки в ходе проведения научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы (НИОКР), имеющей целью разработку технологии извлечения из хранилища и приведения таких РАО к критериям приемлемости для захоронения, а также практических работ по извлечению битумированных РАО, будут использованы при планировании и выполнении мероприятий по ВЭ аналогичных хранилищ в будущем.

Краткая информация о хранилище с битумированными РАО

В настоящий момент в Нижегородском отделении ФГУП «РАДОН» эксплуатируется типовое хранилище твердых РАО, построенное по проекту ТП-4891 и введенное в эксплуатацию в 1963 году. Хранилище представляет собой приповерхностную железобетонную емкость, состоящую из двух отсеков. Отличительной особенностью данного

хранилища является тот факт, что после его заполнения твердыми РАО хранилище было законсервировано путем залива в него горячего битума, с последующим перекрытием железобетонными плитами, гидроизоляцией и покрытием асфальтом толщиной до 70 см.

В 2012-2013 гг. был выполнен ремонт участков конструкций стен и плит перекрытия хранилища ТРО с устройством инженерного защитного и противофильтрационного барьера из полимерного материала «Техполимер» по подстилающему слою песка – 50 мм, покрывающих слоев из песчано-гравийной смеси толщиной 500 мм и асфальтобетона – 50 мм. Защитные барьеры должны исключить разрушения, связанные с проникновением человека и подземных животных, а также корней растений. На рисунке 1 показан схематичный план и разрез хранилища после проведения ремонта.

Актуализировать данные по состоянию конструкций и содержимого хранилища РАО планируется в ходе проведения НИОКР, планируемой для выбора и обоснования безопасной технологии извлечения РАО. Данная работа планируется к проведению в ходе подготовительных мероприятий к выводу из эксплуатации данного хранилища. Результатом выполнения НИОКР станет обоснованный с точки зрения радиационной безопасности и экономической целесообразности проект производства работ по удалению отходов из рассматриваемого хранилища.

³ О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069. Москва, 2012. – Режим доступа: <https://base.garant.ru/70247038/> (дата обращения: 14.03.2025).

⁴ Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ. – Москва, 2011. – Режим доступа: <https://base.garant.ru/12187848/> (дата обращения: 14.03.2025).

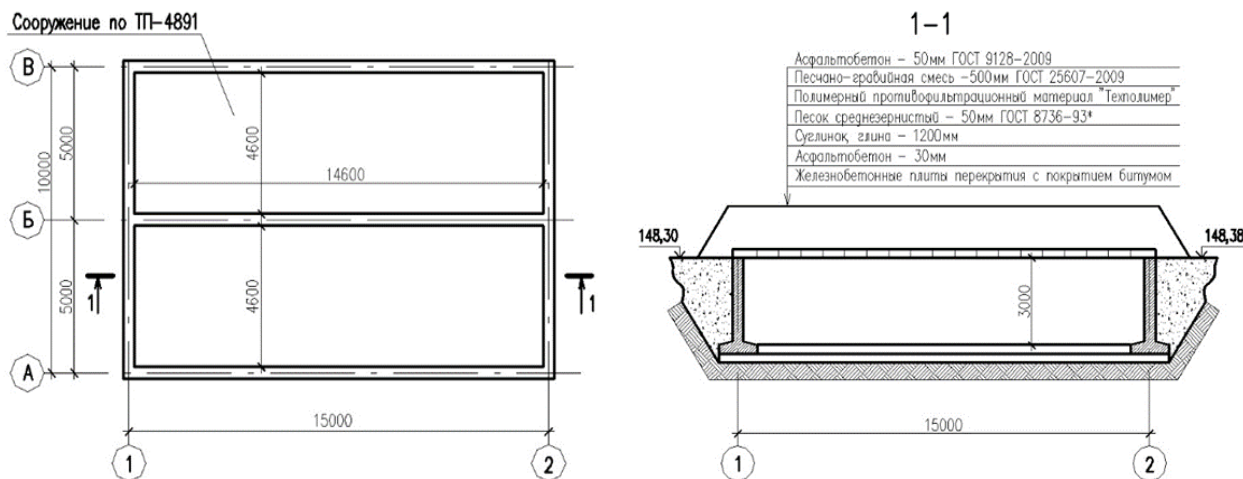


Рисунок 1. Схематичный план и разрез хранилища после проведения ремонта
Figure 1. Schematic layout and section of the storage facility after repair

Технологии по удалению битумированных РАО

В настоящее время не существует апробированной технологии по удалению твердых РАО из хранилищ, которые были залиты битумным компаундом. Процесс битумирования РАО в основном применяется для локализации сухих остатков солевых концентратов, образующихся при выпаривании жидких радиоактивных отходов (ЖРО), полученных в качестве отходов с атомных станций.

Процесс битумирования ЖРО был разработан и стал применяться в 60-х гг. XX века в странах, имеющих в эксплуатации атомные электростанции: Франции, Бельгии, Германии, СССР, Великобритании, Японии. Технологически он состоит из следующих операций: упаривание ЖРО до получения солевых концентратов, последующее смешивание образовавшихся солей с расплавленным битумом, выгрузка полученного битумного компаунда в специальный контейнер или его перегонка в битумохранилище по обогреваемому трубопроводу [3].

В нашем же случае имеет место быть совершенно иной способ локализации РАО, предположительной целью которого было обезопасить будущие поколения от воздействия радиации. Проанализировав существующие в настоящее время технологии обращения с битумосодержащими компаундами, можно выделить как минимум

три варианта их удаления из хранилища:

- нагрев с последующим отделением битумной составляющей от РАО;
- замораживание, разрушение и дальнейшая механическая переработка и размельчение полученных фракций;
- растворение битума органическими составами.

Рассмотрим преимущества и недостатки каждого из вариантов.

Наименее энергозатратным, экономически целесообразным и технически проработанным способом удаления битума является его нагрев. При температуре порядка 150°C битум начинает переходить в жидкую форму, вследствие чего возможно его удаление [4-6].

Изобретение [4] относится к атомной энергетике, а именно к области обращения с битумированными продуктами переработки жидких радиоактивных отходов, и может быть использовано для извлечения битумных компаундов из хранилищ. Устройство для сверхвысокочастотного разогрева и извлечения радиоактивного битумного компаунда из хранилища включает электрическое нагревательное устройство, откачивающий насос с направляющей металлической трубой и газоотводящий клапан.

Электрическое нагревательное устройство выполнено в виде жестко закрепленного на боковой поверхности верхней части направ-

ляющей металлической трубы не менее чем одного полого волновода с присоединенным к нему магнетроном и закрепленного на нижнем торце волновода соосно направляющей металлической трубе двухрупорного излучателя. Излучатель состоит из соосно расположенных относительно друг друга внутреннего рупорного излучателя и внешнего рупорного излучателя, при этом высота внешнего рупорного излучателя должна быть больше высоты внутреннего рупорного

излучателя на величину, кратную четверти длины сверхвысокочастотной волны. Изобретение обеспечивает снижение энергетических затрат и упрощение эксплуатации и дезактивации устройства, а также исключение возгорания битумного компаунда.

Схема изобретения «Устройство для сверхвысокочастотного разогрева и извлечения из хранилища радиоактивного битумного компаунда» показана на рисунке 2.

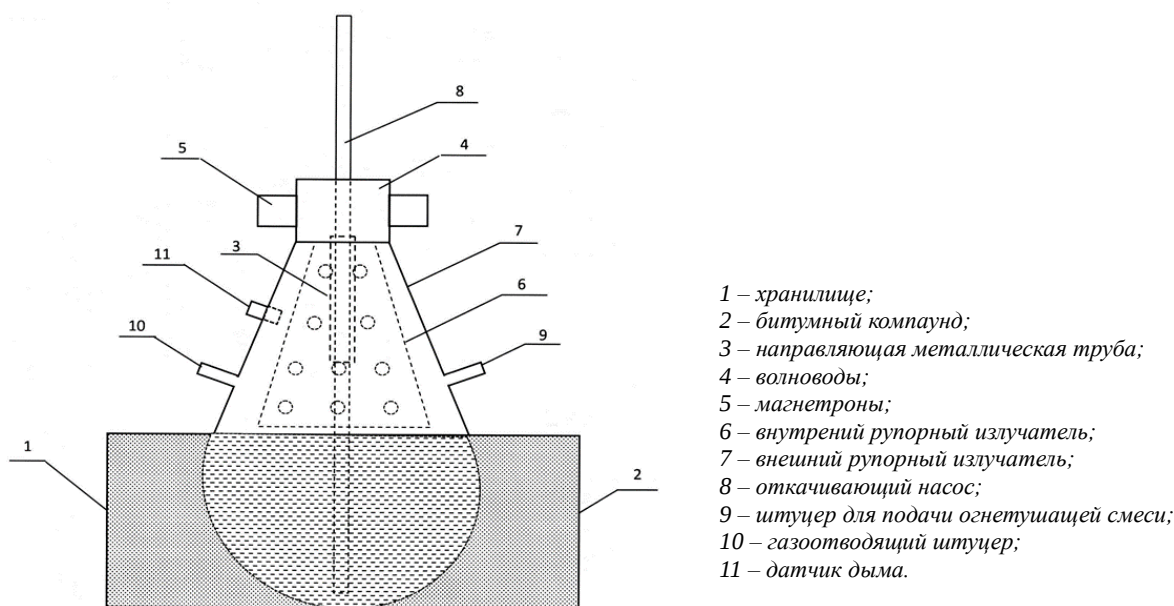


Рисунок 2. Схема устройства для сверхвысокочастотного разогрева и извлечения из хранилища радиоактивного битумного компаунда

Figure 2. Device for microwave heating and removal of radioactive bitumen compound from storage

Изобретение [5] относится к устройствам для нагрева битума и применяется, в частности, при строительстве автомобильных дорог. Техническое преимущество изобретения заключается в снижении энергетических затрат за счет динамического нагрева ограниченного объема битума. Устройство локального нагрева и забора битума из хранилища состоит из первого и второго цилиндрических нагревательных элементов с внутренними каналами, внешними и внутренними радиаторами, кожуха, закрывающего нагре-

вательные элементы, основания с плоским нагревательным элементом округлой формы, обратного клапана и патрубка битумного откачивающего насоса. Первый нагревательный элемент установлен на опорные ножки, а второй – на верхнюю часть основания. К верхней боковой части кожуха прикреплен пустотелый герметичный поплавок, а к нижней части основания – четыре ножки-катка.

Схема изобретения «Устройство локального нагрева и забора битума из хранилища» показана на рисунке 3.

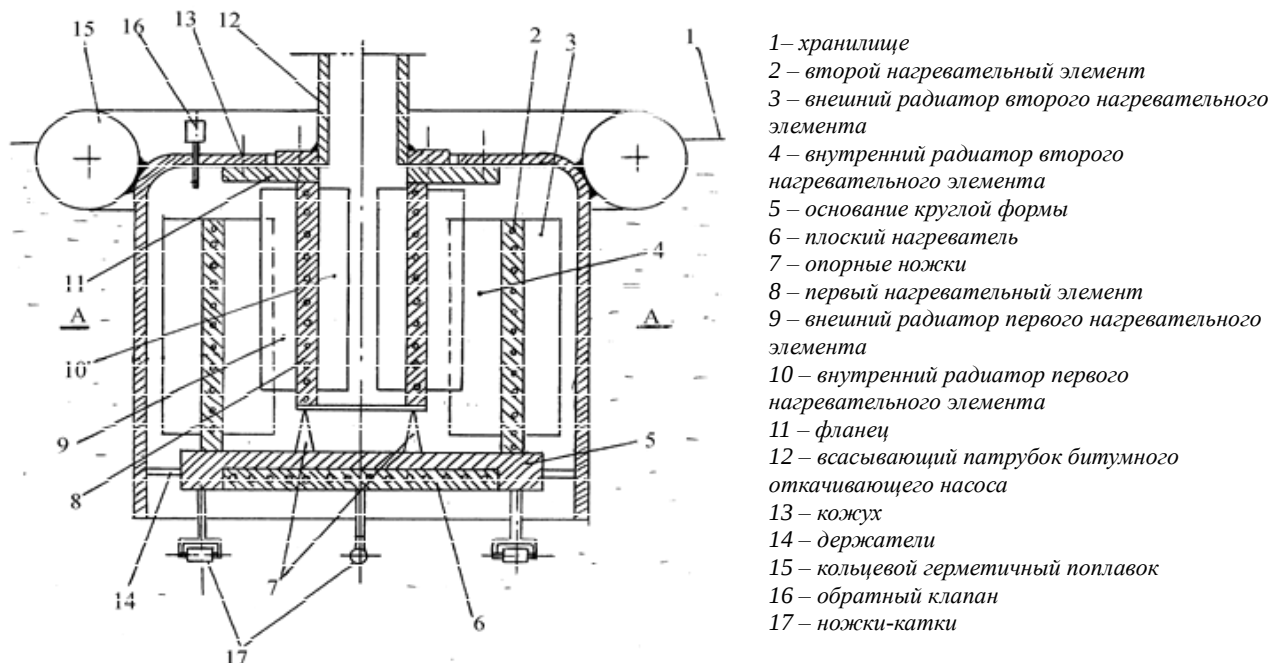


Рисунок 3. Схема устройства локального нагрева и забора битума из хранилища

Figure 3. Device for local heating and bitumen intake from storage

Изобретение [6] относится к области обращения с радиоактивными отходами. Способ извлечения радиоактивного битумного компаунда из хранилища заключается в том, что извлечение осуществляется с помощью оборудования (приспособления), имеющего температуру, превышающую температуру плавления битума, но ниже температуры вспышки, обеспечивающего локальный нагрев по границе извлекаемого фрагмента битума, приводя битумный компаунд в состояние, пригодное для его захвата и извлечения, с последующим перемещением извлекаемого фрагмента в контейнер. Изобретение позволяет осуществлять полную выгрузку радиоактивного битумного компаунда из хранилища без применения насосного и энергозатратного оборудования.

Схема изобретения «Способ извлечения радиоактивного битумного компаунда из хранилища» показана на рисунке 4.

Для достижения технического результата предлагается:

- нагревать не весь битумный компаунд хранилища, а только извлекаемый битумный фрагмент локально по его границам;

- использовать для извлечения и размягчения битумного компаунда одно и то же оборудование (приспособление), оснащён-

ное нагревательным элементом, который может быть расположен как с наружной, так и внутренней стороны данного оборудования (приспособления);

- использовать оборудование (приспособление), имеющее по меньшей мере один вход и один выход для подвода (отвода) теплоносителя или для подключения ТЭНов, или других нагревательных элементов;

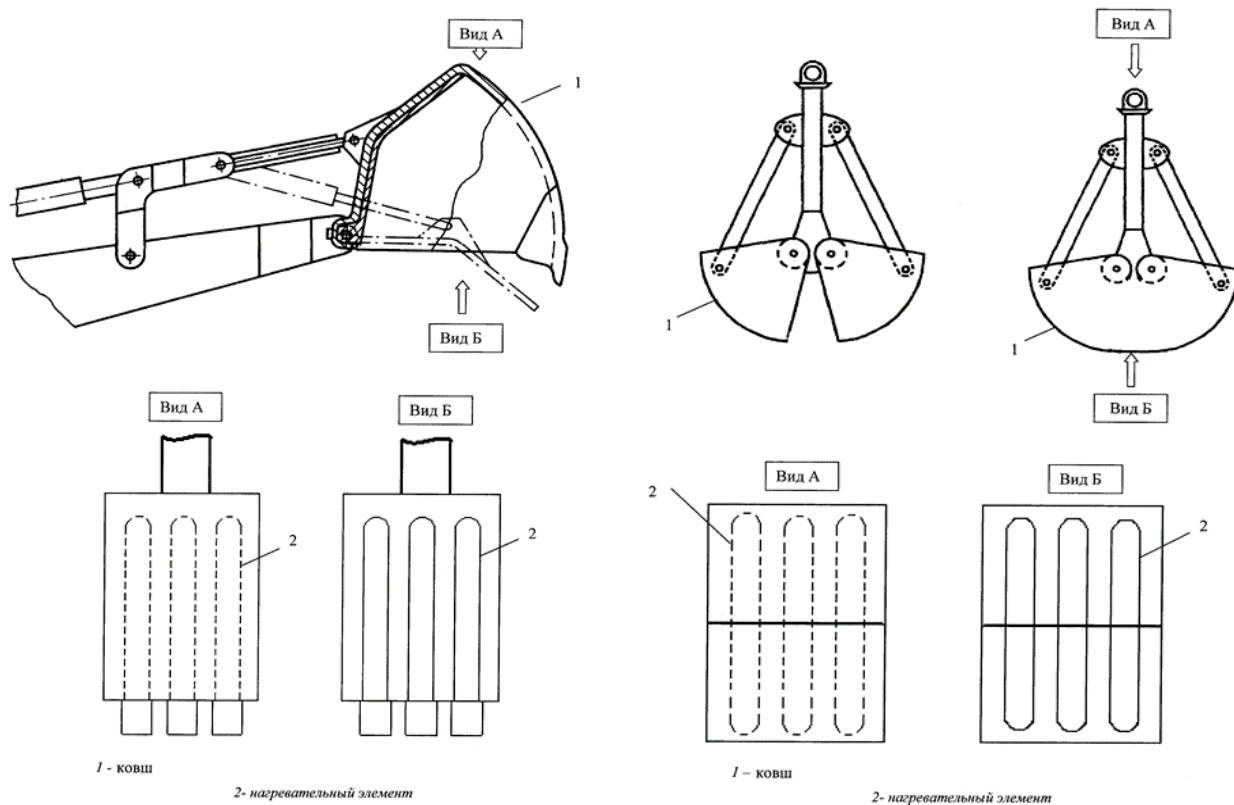
- использовать оборудование (приспособление), корпус которого имеет гладкую поверхность, что облегчает его последующую дезактивацию.

Преимущества предлагаемого способа по сравнению с предыдущими:

- сокращение единиц оборудования и упрощение технологического решения за счет отказа от насосного и вспомогательного оборудования;

- извлечение битума, в том числе возможно содержащего инородные включения различного размера;

- снижение энергозатрат за счет нагрева битума локально по границам извлекаемого фрагмента, а не последовательного нагрева участков массива битумного компаунда;



Вариант исполнения с обычным ковшом

Вариант исполнения с грейферным гидравлическим двухчелюстным ковшом

Рисунок 4. Способ извлечения радиоактивного битумного компаунда из хранилищ**Figure 4.** Method of radioactive bitumen compound extraction from storages

— более полное извлечение битумного компаунда без «застойных зон» (углов хранилища) за счет упрощения конструкции нагревательного оборудования.

Однако, несмотря на очевидную доступность и простоту использования технологии нагрева битума, существуют и проблемные вопросы при реализации такой технологии в рассматриваемом частном случае извлечения твердых РАО из отсеков хранилища:

— при нагревании битума происходит выделение токсичных газов, необходимо применение специальной системы вентиляции;

— существует возможность возгорания, поэтому необходимо создание технологического оборудования с возможностью автоматического поддержания заданной температуры нагрева, имеющую в том числе функцию аварийного пожаротушения;

— под воздействием высоких температур имеется вероятность разгерметизации первичных упаковок твердых РАО с последующим выходом из них радиационно-опасного содержимого;

— после остывания на поверхностях хранилища и оборудовании остается налипший битум, который трудно удалить полностью.

Другим способом, подходящим для решения задачи по удалению битумированных РАО, является их замораживание. После охлаждения битума до температуры менее минус 15 °С, он становится хрупким, в результате чего возможно применение средств малой механизации либо специальной техники для выделения фрагментов битумированного содержимого с дальнейшим их извлечением из хранилища [7, 8].

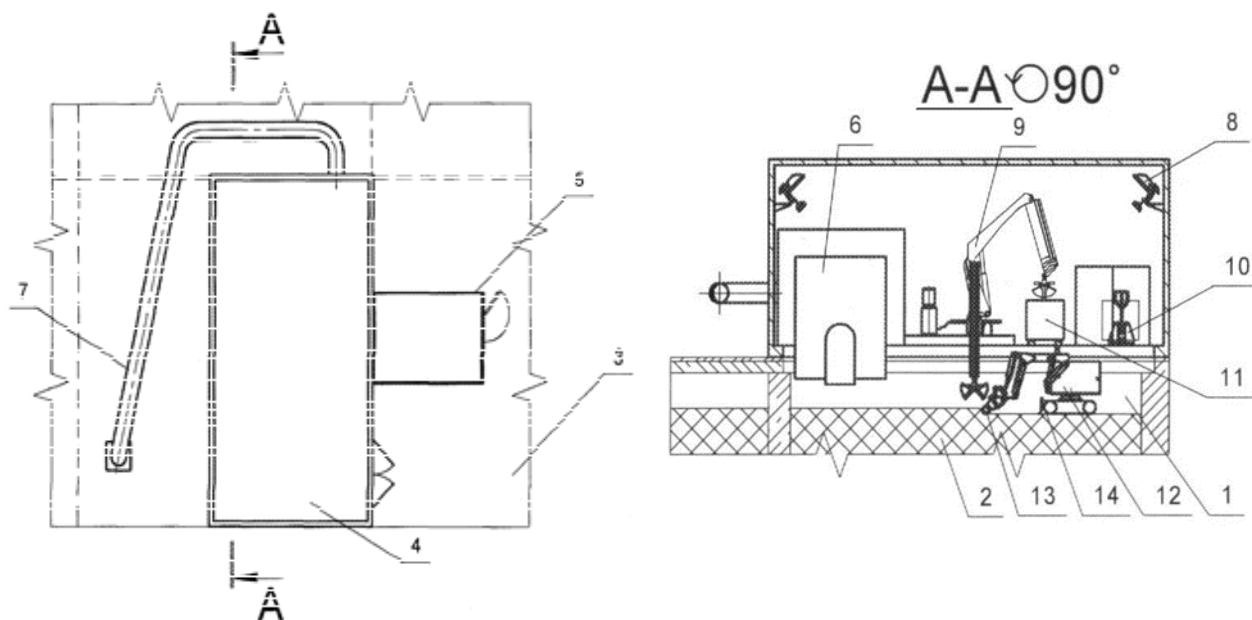
Изобретение [7] относится к способам удаления радиоактивных битумированных отходов из временных хранилищ атомных станций. Техническим преимуществом изобретения является возможность извлечения битумированного содержимого из хранилищ без применения дополнительного насосного и нагревательного оборудования.

Согласно изобретению [7], удаление битумного компаунда производится следующим образом: вскрывают ячейку битумохра-

нилища и устанавливают над ней технологическое укрытие и модуль управления, далее производится монтаж низкотемпературной холодильной установки. С помощью установки битумный компаунд охлаждают до температуры ниже минус 15 °С, после чего извлекают битумный компаунд из хранили-

ща, дробят на мелкую фракцию и загружают в сертифицированную тару.

Схема изобретения «Способ извлечения битумного компаунда из битумохранилищ атомных электростанций» показана на рисунке 5.



1 – ячейка битумохранилища; 2 – битумный компаунд; 3 – битумохранилище; 4 – технологическое укрытие; 5 – модуль управления; 6 – низкотемпературная холодильная установка; 7 – холодопровод; 8 – камеры слежения; 9 – кран-манипулятор; 10 – вилочный погрузчик; 11 – сертифицированная тара; 12 – электрогидравлическая машина; 13 – фреза; 14 – отвал

Рисунок 5. Способ извлечения битумного компаунда из битумохранилищ атомных электростанций
Figure 5. Method of extraction of bitumen compound from bitumen storages of nuclear power plants

В статье [8] приводится способ отверждения битумного компаунда с помощью автономной геотермальной системы (далее ГТС) с тепловым насосом. Основное предназначение таких систем заключается в переносе тепловой энергии от источника, имеющего изначально более низкую температуру, чем та, которая нужна потребителю. В то же время работа такой установки предполагает возможное изменение направления энергетического потока с отопления на охлаждение и наоборот.

ГТС с тепловым насосом позволяет генерировать большую часть требуемого тепла (или холода) за счет возобновляемых и не затратных источников энергии – тепла земли, выбрасываемого на улицу теплого воздуха, нагретого в помещениях, отводимого водяного пара, грунтовых и технологических вод. При этом производители гарантируют срок службы подобных систем не менее чем 50 лет.

Схема установки ГТС с тепловым насосом приведена на рисунке 6.

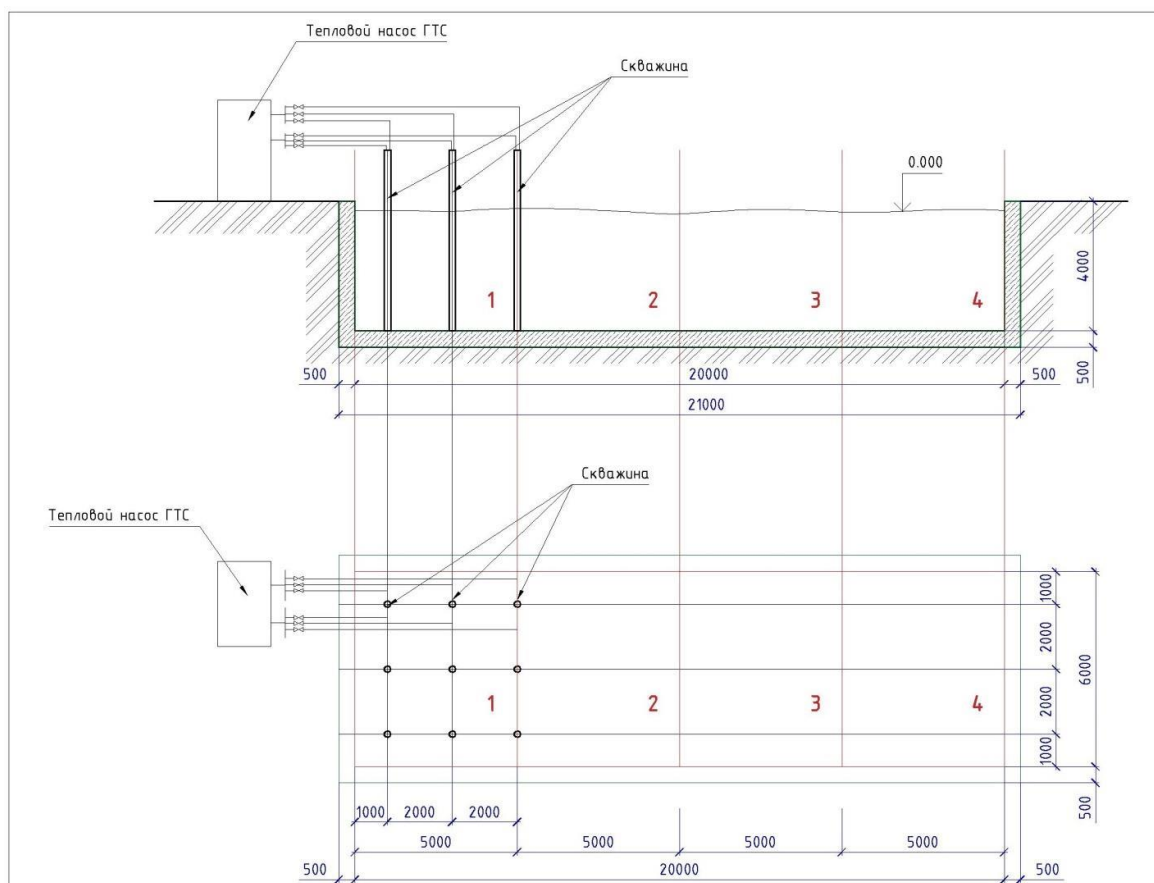


Рисунок 6. Схема установки ГТС с тепловым насосом
Figure 6. Layout of hydraulic facility with heat pump

Плюсами данной технологии является возможность реверса тепловой системы: она способна работать как в режиме нагрева, так и на охлаждение. Нагрев в этом случае необходим в основном для прокладывания трубной системы теплоносителя, но также может быть применен, например, для обогрева ангара, в котором расположено хранилище. Также к плюсам можно отнести отсутствие газовыделения при замораживании.

Стоит отметить минусы, существующие при реализации технологии замораживания:

- при выделении фрагментов отвержденного замораживанием битумированного содержимого происходит значительное увеличение объемов образующихся РАО, также возможно повреждение первичных упаковок РАО;

- технологическое оборудование для замораживания имеет сложное устройство, требует применения токсичных сред в качестве теплоносителя (этиленгликоль, фреон и т. д.)

Третьим способом по удалению битума из

описываемого хранилища является его растворение органическими составами (Патент RU 2671243 С1. Способ переработки битумно-солевых радиоактивных компаундов [9]).

Изобретение относится к области атомной энергетики. Способ переработки битумно-солевых радиоактивных компаундов заключается в растворении битумного компонента с помощью органического растворителя из предельных углеводородов, разложении органической фазы с помощью парового риформинга (преобразования) в присутствии алюмосиликатной суспензии, выведении алюмосиликатного материала, насыщенного радионуклидами из аппарата риформинга с последующим его отверждением.

К плюсам такого способа можно отнести возможность сокращения массы и объема битумно-солевых радиоактивных компаундов для дальнейшего их захоронения.

К минусам данной технологии можно отнести ее малоизученность и отсутствие опыта использования на предприятиях атомной отрасли, а также необходимость применения

сложного технологического оборудования для нагрева битумного компаунда до высоких температур.

Выводы

В настоящее время не представляется возможным сделать окончательный выбор в пользу той или иной технологии, которая будет применена для извлечения битумированных РАО. Для получения фактических данных о состоянии хранилища и располо-

женных в нем РАО, разработки технологических операций и последующего составления проекта производства работ по извлечению РАО с дальнейшей его реализацией, требуется проведение НИОКР, в результате которой будет определена технология безопасного извлечения и приведения к критериям приемлемости для захоронения битумированных твердых РАО, размещенных в хранилище Нижегородского отделения ФГУП «РАДОН».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Чегонов Н.В., Ванина Е.А., Кузнецов А.Ю. Извлечение отработавших закрытых источников ионизирующего излучения из хранилищ бесконтейнерного хранения объектов ядерного наследия. *Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»*. 2024;13(3):184–191. <https://doi.org/10.26583/vestnik.2024.325>
1. Chegonov N.V., Vanina E.A., Kuznetsov A.Yu. Extraction of spent sealed sources of ionizing radiation from containerless object storage storage nuclear legacy. *Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*. 2024;13(3):184–191. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/vestnik.2024.325>
2. Диордий М.Н., Чабанюк А.И. Практический опыт ФГУП «РАДОН» по выводу из эксплуатации ЯРОО и реабилитации территории. *Радиоактивные отходы*. 2020;2(11):25–35. <https://doi.org/10.25283/2587-0707-2020-2-25-35>
2. Diordiy M.N., Chabanyuk A.I. Experience of FSUE «RADON» on decommissioning of radiation and nuclear hazardous facilities and remediation. *Radioactive waste*. 2020;2(11):25–35. (In Russ.). <https://doi.org/10.25283/2587-0707-2020-2-25-35>
3. Баринов А.С., Дробышевский Н.И. Свойства битумных компаундов и требования к их захоронению. *Радиоактивные отходы*. 2019;1(6):37–45. <https://doi.org/10.21869/2223-1560-2017-21-2-48-59>
3. Barinov A.S., Drobyshevsky N.I. Properties of bitumen compounds and requirements for their burial. *Radioactive waste*. 2019;1(6):37–45. <https://doi.org/10.21869/2223-1560-2017-21-2-48-59>
4. Тишков В. Ф. Устройство для сверхвысокочастотного разогрева и извлечения из хранилища радиоактивного битумного компаунда. Патент № 2777602 С1. Российская Федерация. МПК G21F 9/34, E01C 19/08. № 2022102886. Заявлен: 07.02.2022; Опубликовано: 08.08.2022. Акционерное общество «Наука и инновации». Режим доступа: <https://rosstip.ru/patents/98778-ustrojstvo-dlya-sverkhvysokochastotnogo-razogreva-i-izvlecheniya-iz-khranilishcha-radioaktivnogo-bitumnogo-kompaunda> (дата обращения: 15.03.2025).
4. Tishkov V.F. Device for microwave heating and removal of radioactive bitumen compound from storage. Patent №. 2777602 C1. Russian Federation. IPC G21F 9/34, E01C 19/08. No. 2022102886. Announced: 07.02.2022. Published: 08.08.2022. Joint Stock Company Science and Innovation. Available at: <https://rosstip.ru/patents/98778-ustrojstvo-dlya-sverkhvysokochastotnogo-razogreva-i-izvlecheniya-iz-khranilishcha-radioaktivnogo-bitumnogo-kompaunda> (accessed: 15.03.2025).
5. Никулин Ю.Я., Кузнецов Н.В., Гутикова Л.И., Коханов А.А. Устройство локального нагрева и забора битума из хранилища. Патент № 2186169 С1. Российская Федерация. МПК E01C 19/08. № 2000130016/03. Заявлен: 30.11.2000. Опубликовано: 27.07.2002. Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2186169C1_20020727 (дата обращения: 15.03.2025).
5. Nikulin Yu.Ya., Kuznetsov N.V., Gutikova L.I., Kokhanov A.A. Device for local heating and collection of bitumen from the storage. Patent №. 2186169 C1. Russian Federation. IPC E01C 19/08. No. 2000130016/03. Announced: 30.11.2000. Published: 27.07.2002. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2186169C1_20020727 (accessed: 15.03.2025).
6. Брыкин С.Н., Горбунова О.А., Гришин А. Г. [и др.] Способ извлечения радиоактивного битумного компаунда из хранилищ. Патент 2647869 С2. Российская Федерация. МПК G21F 9/34. № 2015151732. Заявлен: 03.12.2015; Опубликовано: 21.03.2018. Федеральное государственное унитарное предприятие «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» (ФГУП «РосРАО»)). Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2647869C2_20180321 (дата обращения: 15.03.2025).
6. Brykin S.N., Gorbunova O.A., Grishin A.G. [and others]. Method of radioactive bitumen compound extraction from storages. Patent 2647869 C2. Russian Federation. IPC G21F 9/34. No. 2015151732. Announced: 03.12.2015; Published: 21.03.2018. Federal State Unitary Enterprise Enterprise for Radioactive Waste Management RosRAO

(FSUE RosRAO). Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2647869C2_20180321 (accessed: 15.03.2025).

7. Быстрова Е.В., Добровенко С.В., Матвиенко С.И. [и др.]. Способ извлечения битумного компаунда из битумохранилищ атомных электростанций. Патент № 2407085 C1. Российская Федерация. МПК G21F 9/34. № 2009141038/07. Заявлен: 05.11.2009. Опубликовано: 20.12.2010. Открытое акционерное общество «Научно-исследовательское проектно-технологическое бюро «Онега». Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2407085C1_20101220 (дата обращения: 15.03.2025).

Bystrova E.V., Dobrovenko S.V., Matvienko S.I. [et al.] Method for extraction of bitumen compound from bitumen storages of nuclear power plants. Patent 2407085 C1. Russian Federation. IPC G21F 9/34. No. 2009141038/07. Announced: 05.11.2009. Published: 20.12.2010. Open Joint Stock Company Research Design and Technological Bureau Onega. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2407085C1_20101220 (accessed: 15.03.2025).

8. Кургуз С.А. Разработка технологии для извлечения битумированных радиоактивных отходов из промежуточных хранилищ. Природные и интеллектуальные ресурсы Сибири. Сибресурс 2020. Сборник материалов XVIII Международной научно-практической конференции, Кемерово, 24–25 ноября 2020 года. Кемерово: Кузбасский государственный технический университет имени Т.Ф. Горбачева, 2020. С. 301.1–301.8. Режим доступа: <https://science.kuzstu.ru/wp-content/Events/Conference/Sibresource/2020/materials/pages/Articles/301.pdf> (дата обращения: 15.03.2025).

Kurguz S.A. Development of technology for extraction of bitumen radioactive waste from intermediate storages. Natural and intellectual resources of Siberia. Sibresurs 2020. Collection of materials of the XVIII International Scientific and Practical Conference, Kemerovo, November 24–25, 2020. Kemerovo: Kuzbass State Technical University named after T.F. Gorbachev, 2020. P. 301.1–301.8. Available at: <https://science.kuzstu.ru/wp-content/Events/Conference/Sibresource/2020/materials/pages/Articles/301.pdf> (accessed: 15.03.2025).

9. Рябков Д.В., Бойцова Т.А., Масанов О.Л. Способ переработки битумно-солевых радиоактивных компаундов. Патент 2671243 C1. Российская Федерация. МПК G21F 9/00. № 2017137851. Заявлен: 30.10.2017. Опубликовано: 30.10.2018. Акционерное общество «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина». Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2671243C1_20181030 (дата обращения: 15.03.2025).

Ryabkov D.V., Boytsova T.A., Masanov O.L. Method of processing bitumen-salt radioactive compounds. Patent 2671243 C1. Russian Federation. IPC G21F 9/00. No. 2017137851. Announced: 30.10.2017. Published: 30.10.2018. Joint Stock Company Radium Institute named after V.G. Khlopin. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2671243C1_20181030 (accessed: 15.03.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Чегонов Н.В. – подготовка материалов статьи, описание поставленных задач, представление и анализ существующих способов решения задачи, формулирование выводов;

Ванина Е.А. – постановка задач для исследования, обсуждение материалов статьи, редактирование текста статьи;

Шилков В.В. – предоставление материалов по рассматриваемому объекту, техническое консультирование, редактирование текста статьи;

Иванов М.Е. – предоставление материалов по рассматриваемому объекту, техническое консультирование, редактирование текста статьи.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без использования внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Николай Васильевич Чегонов, руководитель проекта, ФГУП «РАДОН», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0005-1087-5737>

e-mail: NVChegonov@radon.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Chegonov N.V. – article materials preparation, describing the tasks set, presenting and analyzing existing ways to solve the problem, formulating conclusions;

Vanina E.A. – setting tasks for research, discussing the materials of the article, editing the text of the article;

Shilkov V.V. – providing materials on the object under consideration, technical advice, editing the text of the article;

Ivanov M.E. – providing materials on the object under consideration, technical advice, editing of the text of the article.

FUNDING:

The work was carried out without using external sources of financing.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Nikolay V. Chegonov, Project Manager, FSUE «RADON», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0005-1087-5737>

e-mail: NVChegonov@radon.ru

Елена Александровна Ванина, доктор физико-математических наук, профессор, ФГУП «РАДОН», профессор НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: EAVanina@radon.ru

Вячеслав Владимирович Шилков, главный инженер, филиал «Приволжский территориальный округ» ФГУП «РАДОН», г. Нижний Новгород, Российская Федерация.

e-mail: VyVShilkov@radon.ru

Михаил Евгеньевич Иванов, главный инженер, Нижегородское отделение филиала «Приволжский территориальный округ» ФГУП «РАДОН», г. Нижний Новгород, Российская Федерация.

e-mail: MikhEvgIvanov@radon.ru

Elena A. Vanina, Dr. Sci. (Phys. Math.), Professor, FSUE «RADON», National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation.

e-mail: EAVanina@radon.ru

Vyacheslav V. Shilkov, Chief Engineer, Volga Territorial District Branch of FSUE «RADON», Nizhny Novgorod, Russian Federation.

e-mail: VyVShilkov@radon.ru

Mikhail E. Ivanov, Chief Engineer, Nizhny Novgorod Branch of the Volga Territorial District branch of FSUE «RADON», Nizhny Novgorod, Russian Federation.

e-mail: MikhEvgIvanov@radon.ru

Поступила в редакцию / Received 05.03.2025

После доработки / Revision 02.06.2025

Принята к публикации / Accepted 05.06.2025

**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-08>

EDN RLCJZU

Оригинальная статья / Original paper



Герметизация кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов с применением полимерных композиций

**В.П. Поваров¹ , В.С. Росновский¹ , А.В. Дорошенко¹, Д.В. Чернышов¹,
С.В. Росновский¹, В.И. Заболотный², И.В. Заболотный², Д.Х. Кулев²**

¹ Нововоронежская АЭС – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», г. Нововоронеж, Воронежская область,
Российская Федерация

² ООО «АЭРЦ», г. Москва, Российская Федерация

 RosnovskySV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Аннотация. В статье рассмотрен вопрос применения защитных полимерных покрытий (ЗПП) для долговременной защиты различных поверхностей от радиоактивных загрязнений на АЭС и других радиационно-опасных объектах. Проведен анализ нормативных документов, регламентирующих порядок подтверждения вновь разработанных технологий требованиям безопасности в области использования атомной энергии. Показана недостаточность имеющихся решений и недостаточная эффективность использования полимерных композиций, негативно влияющие на возможность их применения для герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов приповерхностного типа. Разработана и прошла опробование в условиях приповерхностных хранилищ твердых радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС оригинальная технология герметизации кровли хранилища и рецептура приготовления защитной полимерной композиции. Способ герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов включает в себя: предварительную обработку герметизируемой поверхности, путем нанесения двух защитных слоев различного состава (первый слой – грунтовочный-изолирующий, на основе водно-дисперсионной краски с локализирующими добавками, второй слой – легкодеактивируемый, на основе нитро-эпоксидной эмали); покрытие поверхности защитной герметизирующей композицией ЭГАиБ. Для нанесения и формирования первого подготовительного слоя используется состав на основе водно-дисперсионной краски с добавками – карбоновой кислоты и пиперазина. Для формирования второго слоя предварительной подготовки используется нитроэпоксидная эмаль типа ЭП-51. Герметизирующая композиция ЭГАиБ на основе смолы эпоксидиановой типа ВД ЭПЭП-72, используется для формирования основного защитного слоя, модификатором служит глицидиновый эфир полиатомных спиртов; в качестве антипирена – хлорпарафин ХП-110; отвердителя – третичный аминифенол; в качестве растворителя применяется ацетон по ГОСТ 2768-84. Результаты испытаний подтвердили высокие эксплуатационные характеристики и перспективность дальнейших исследований в данном направлении. По результатам испытаний и проверки эксплуатационных и технологических свойств композиционных материалов (на основе ПВБ, эпоксидных смол) было установлено, что полимерные композиции на основе поливинилбутираля и эпоксидных с определенными добавками с заданными свойствами смол могут быть рекомендованы к применению на кровлях с бетонно-асфальтными покрытиями приповерхностных ХТРО.

Ключевые слова: защитные полимерные покрытия, хранилище, радиоактивные отходы, поливинилбутираль, герметизация, кровля.

Для цитирования: Поваров В.П., Росновский В.С., Дорошенко А.В., Чернышов Д.В., Росновский С.В., Заболотный В.И., Заболотный И.В., Кулев Д.Х. Герметизация кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов с применением полимерных композиций. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):76–86. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-08>

For citation: Povarov V.P., Rosnovsky V.S., Doroshenko A.V., Chernishev D.V., Rosnovsky S.V., Zabolotniy V.I., Zabolotniy I.V., Kulev D.X. Sealing roofs of radioactive waste storage facilities and other radiation-hazardous facilities using polymer compositions. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):76–86. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-08>

Sealing roofs of radioactive waste storage facilities and other radiation-hazardous facilities using polymer compositions

Vladimir P. Povarov¹ , Viktor S. Rosnovsky¹ , Alexander V. Doroshenko¹,
Denis V. Chernishev¹, Sergey V. Rosnovsky¹, Valery I. Zabolotniy²,
Ivan V. Zabolotniy², Dmitry X. Kulev²

¹ Novovoronezh Nuclear Power Plant – a branch of Rosenergoatom Concern JSC,
Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation

² LLC «AERC», Moscow, Russian Federation

 RosnovskySV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Abstract. The article considers the issue of the use of protective polymer coatings for the long-term protection of various surfaces from radioactive contamination at nuclear power plants and other radiation-hazardous facilities. The analysis of regulatory documents regulating the procedure to confirm newly developed technologies to safety requirements in the field of atomic energy use has been carried out. The paper shows the insufficiency of available solutions and the disadvantages of known polymer compositions, which negatively affect the possibility of their use of sealing roofs of near-surface radioactive waste storage facilities. An original technology of sealing the roof of the storage facility and a recipe to prepare a protective polymer composition has been developed and tested in the conditions of near-surface storage facilities for solid radioactive waste at the Novovoronezh NPP. The method of sealing the roofs of radioactive waste storage facilities and other radiation-hazardous facilities includes: pretreatment of the sealed surface by applying two protective layers of different compositions (the first layer is a primer–insulating, based on water-dispersion paint with localizing additives, the second layer is easily deactivated, based on nitro-epoxy enamel); coating the surface with a protective sealing composition EGAiB. To apply and form the first preparatory layer, a composition based on a water-dispersion paint with additives of carboxylic acid and piperazine is used. To form the second pretreatment layer, EP-51 type nitroepoxide enamel is used. EGAiB sealing composition based on epoxy resin of the VD EPEP-72 type, is used to form the main protective layer, glycidine ether of polyatomic alcohols serves as a modifier; paraffin chloride HP–110 is used as a flame retardant; tertiary aminophenol is used as a hardener; acetone is used as a solvent according to State Standard 2768-84. The test results confirmed high performance and the prospects for further research in this direction. Based on the results of tests and verification of the operational and technological properties of composite materials (based on PVB, epoxy resins), it was found that polymer compositions based on polyvinylbuteral and epoxy resins can be recommended for use on roofs with concrete-asphalt coatings of near-surface radwaste storages.

Keywords: protective polymer coatings, storage, radioactive waste, polyvinyl butyral, sealing, roofing.

Постановка задачи

В настоящее время в различных отраслях промышленности, в строительстве, ремонте и эксплуатации все более широкое применение находят многокомпонентные покрытия на основе полимерных композиций, химический состав которых зависит от условий и назначения их использования (наличия/отсутствия агрессивного воздействия окружающей среды и внешних природных факторов, различных техногенных нагрузок и т.д.). Применение защитных покрытий из полимерных материалов позволяет, например, предотвратить загрязнение полов и стен промышленных помещений различными контаминаторами (горюче-смазочными материалами, маслами различного происхождения и т.д.); обеспечивает проведение быстрого и качественного устранения дефектов кровельных покрытий; обеспечивает

быстрый ремонт бытовых резино-технических изделий и т.д. К основным направлениям применения полимерных композиций в промышленности относятся:

- предотвращение контакта бетонных перекрытий и асфальтированных покрытий с атмосферными осадками и исключение попадания влаги внутрь объектов капитального строительства;

- устранение дефектов кровель, возникающих при эксплуатации объектов, с целью предотвращения попадания атмосферных осадков;

- долговременная защита бетонных поверхностей внутренних помещений, с целью повышения эксплуатационных характеристик, снижения сорбционной способности бетонных поверхностей по отношению к загрязнениям различного происхождения и т.д.

Актуальной задачей является разработка полимерных композиций, обеспечивающих решение различных задач на этапах жизненного цикла атомных станций и других объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), включая сооружение, эксплуатацию, ремонтные и аварийные работы, вывод из эксплуатации ОИАЭ. Наиболее перспективными, на наш взгляд, являются такие направления применения полимерных композиций на ОИАЭ:

- защитные полимерные покрытия (ЗПП), предотвращающие контакт различных поверхностей с радиоактивной средой;
- снимаемые полимерные покрытия (СПП), наносимые на поверхности для временной их изоляции (защиты) от воздействия р/а загрязнений, а также с целью дезактивации этих поверхностей.

При эксплуатации ОИАЭ объектами применения ЗПП, СПП являются поверхности, чрезвычайно разнообразные по своим свойствам (развитость, адгезионная способность, химическая стойкость и т.д.), в число которых могут входить:

- 1) почва (песок, суглинок, чернозем, порода);
- 2) бетон, асфальт, кирпич, мозаичная плитка;
- 3) поверхности со слоем продуктов нефтепереработки;
- 4) металлические поверхности с коррозионными образованиями (точечная, сплошная, пластичная).
- 5) поверхности защищенные активно сорбирующими лако-красочными покрытиями (масляные краски, грунты);
- 6) поверхности открытых и закрытых резервуаров и водоемов;
- 7) поверхности с высокими уровнями гамма-полей (до 0,05 Зв/ч).

Настоящая статья посвящена результатам разработки и апробации одного из вариантов ЗПП для поверхностей перекрытий приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов ОИАЭ, успешно опробованного в условиях Нововоронежской АЭС.

Требования нормативных документов к применению полимерных покрытий на объектах использования атомной энергии

В соответствии с СанПин 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» СП АС-03 «поверхности помещений и оборудования ЗКД должны быть защищены материалами, слабо сорбирующими радиоактивные вещества и легко поддающимися дезактивации... Для снижения облучаемости персонала в проектах и при эксплуатации АС необходимо предусматривать... проведение дезактивации наружных и внутренних поверхностей оборудования, контактирующих с радиоактивными средами»¹. Одним из эффективных средств, позволяющих обеспечить как защиту поверхностей от радиоактивного загрязнения, так и его дезактивацию при возникновении такого загрязнения, являются полимерные покрытия (ПП) различного состава. Общие требования к полимерным покрытиям различного назначения, применяемым на АЭС, определяются Стандартом отрасли «Покрытия полимерные защитные для атомных станций. Часть 2. Покрытия полимерные защитные дезактивируемые и покрытия полимерные защитные радиационно-стойкие для специальной и противокоррозионной защиты. Общие требования, выбор и применение ОСТ 95 10590-2004»². Согласно вышеуказанному документу, защитные полимерные покрытия, применяемые на АЭС, в зависимости от назначения подразделяются на следующие группы:

- изолирующие;
- локализирующие;

¹ Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. Санитарные правила и гигиенические нормативы. СанПиН 2.6.1.24-03 Режим доступа: <https://base.garant.ru/12130991/?ysclid=m9mn7iy2uh943244874> (дата обращения: 12.12.2024).

² Стандарт отрасли «Покрытия полимерные защитные для атомных станций. Часть 2. Покрытия полимерные защитные дезактивируемые и покрытия полимерные защитные радиационно-стойкие для специальной и противокоррозионной защиты. Общие требования, выбор и применение ОСТ 95 10590-2004. – Электронный фонд нормативно-технических документов. – Информационная компания «Кодекс». – Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200068001?ysclid=m9mq2nhc2t745079001> (дата обращения: 12.12.2024).

- пылеподавляющие;
- аккумулярующие;
- дезактивирующие.

Следует отметить, что требования РД ЭО 1.1.2.28.0738-2007 не пересматривались более 15 лет и в настоящее время значительно устарели, что вызвано развитием химических технологий, появлением и внедрением новых полимерных материалов и т.д.

В соответствии с Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций, «технические и организационные решения, принимаемые для обеспечения безопасности АС, должны быть апробированы прежним опытом, испытаниями, исследованиями, опытом эксплуатации аналогов и прототипов. Такой подход должен применяться не только при разработке оборудования и проектировании АС, но и при изготовлении оборудования, сооружении и эксплуатации АС, реконструкции АС и модернизации ее систем и элементов, а также при выводе АС из эксплуатации»³.

Таким образом, применение новых материалов и технологий при эксплуатации и ремонте ОИАЭ, включая внедрение вновь разработанных ЗПП, должно предваряться их комплексными испытаниями для подтверждения соответствия фактических и заявленных характеристик.

В соответствии с «Техническим решением № 68/2022-ЦОРО от 14.07.2022 г. о разработке технологии герметизации кровель хранилищ твердых радиоактивных отходов приповерхностного типа Нововоронежской АЭС», филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС» совместно с АО «АЭРЦ» в 2023-2024 гг. были разработаны оригинальная технология герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов приповерхностного типа; рецептура приготовления защитной полимерной композиции, предназначенной для долговременной

защиты бетонных поверхностей радиационно-опасных объектов, которые могут находиться в контакте с открытыми радиоактивными веществами.

В соответствии с разработанной технологией, покрытие предусматривается двухслойным:

- первый слой – локализирующий или изолирующий, на основе воднодисперсной краски с локализирующими добавками;
- второй слой – дезактивируемый, на основе нитроэпоксидной эмали.

Испытания ЗПП проводились как лабораторно, так и в реальных условиях, и предусматривали проверку по следующим параметрам:

- дезактивируемость;
- физико-механические свойства;
- адгезионные характеристики;
- прочность на истирание и т.д.

Результаты испытаний подтвердили соответствие разработанного ЗПП предъявляемым требованиям (изолирующие/герметизирующие свойства, стойкость к воздействию внешних погодных факторов, стойкость к дезактивации, радиационная стойкость).

Недостатки известных полимерных композиций, влияющие на возможность их применения для герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов приповерхностного типа

Для временного хранения радиоактивно загрязненных материалов и отходов, в атомной отрасли (энергетической промышленности) широко применяются временные хранилища приповерхностного типа, представляющие собой емкости, расположенные вне зданий и сооружений, а также емкости, заглубленные в землю. Хранилища используются как промежуточные накопители неупакованных радиоактивных отходов перед отправкой на переработку, захоронение и/или кондиционирование. В качестве перекрытий таких временных хранилищ, применяют железобетонные и/или металлические конструкции, эксплуатируемые в условиях воздействия автотранспортных средств, истираемости, ударных нагрузок,

³ Общие положения обеспечения безопасности атомных станций НП-001-15. – Электронный фонд нормативно-технических документов. – Информационная компания «Кодекс». – Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/420329007?ysclid=m9myjdce4e499794472> (дата обращения: 12.12.2024).

в том числе агрессивных факторов окружающей среды (температурных перепадов и влажности, воздействие атмосферных осадков и т.д.), что может вызывать коррозию металлических и износ бетонных поверхностей.

Помимо этого, при нештатных ситуациях, включая нарушения нормальной эксплуатации, возможен контакт поверхностей указанных перекрытий с твердыми и жидкими радиоактивно загрязненными средами, что обуславливает необходимость предотвращения миграции радионуклидов в материале перекрытия. При этом, необходимым условием становится возможность выполнения эффективной дезактивации с применением химических реагентов (кислот, щелочей) с сохранением эксплуатационных характеристик перекрытия.

В соответствии с Требованиями⁴, эксплуатирующей организацией, в случае негерметичности кровель временных хранилищ РАО должны приниматься меры по восстановлению герметичности. Применение традиционных способов с использованием смесей (растворов) на основе бетона при ремонте строительных конструкций временных хранилищ РАО не может считаться оптимальным. Указанные смеси, как правило, при сушке (застывании) образуют пористую поверхность. Такие бетонные поверхности становятся уязвимыми к агрессивному воздействию кислотных растворов, применяемых при дезактивации и т.д.

Оптимальным способом ремонта строительных конструкций временных хранилищ РАО следует считать применение полимерных композиций для ликвидации дефектов и долговременной защиты поверхностей. Использование для указанных целей полимерных композиций обеспечивает получение покрытий с заданными эксплуатационными свойствами (высокий уровень адгезии по отношению к пористым поверхностям;

стойкость к радиационным нагрузкам, дезактивирующим растворам; стойкость к воздействию изменяющегося состояния окружающей среды).

В настоящее время в промышленности известен ряд полимерных композиций, применяемых при ремонте строительных конструкций. Однако проведенный анализ показал наличие существенных недостатков ранее разработанных полимерных композиций, ограничивающих их применение для герметизации кровель ХТРО. Например, известны кровельные материалы на основе этилен-пропилен(диенового) каучука, обладающие высокими прочностными показателями и хорошей водоотталкивающей способностью [1]. К недостаткам указанных материалов следует отнести: наличие токсичных вулканизирующих веществ, необходимость упрочнения в среде горячего воздуха или пара, и как результат – необходимость дополнительных финансовых затрат для укрепления поверхности.

Также известна полимерная композиция для кровельных материалов, содержащая бутил-каучук, хлорсульфированный полиэтилен, стеариновую кислоту, оксид магния, тетраметилтиурамдисульфид, меркаптобензтиазол, технический углерод, тяжелую фракцию смолы пиролиза изношенной резины [2]. К недостаткам указанного долговременного покрытия следует отнести: низкие физико-механические свойства, токсичность из-за наличия в составе тетраметилтиурамдисульфида и меркаптобензтиазола. Как следствие – необходимость применения дополнительного материала для укрепления поверхности.

Известна полимерная композиция [3], используемая в строительстве для устройства кровель, в качестве примера, для герметизации стыков кровли, для ремонта кровли. Композиция, в качестве основы содержит каучук с низкой непредельностью. В качестве наполнителя используется полистирол с содержанием (3,4 1,2) композитов выше 60%: нефтяное масло, алифатический растворитель. К недостаткам трех следующих вышеуказанных полимерных композиций относятся: недостаточную стойкость к воздействию дезактивирующих

⁴ Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций СП 2.6.1.28-2000 (ПРБ АС-99). – Электронный фонд нормативно-технических документов. – Информационная компания «Кодекс». – Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200074840?ysclid=m9myxmd28g683325991> (дата обращения: 12.12.2024).

растворов, слабая радиационная стойкость, не позволяют обеспечить выполнение требований нормативных документов, действующих в области использования атомной энергии.

Разработка специализированного ЗПП для герметизации кровель хранилищ приповерхностного типа и других радиационно-опасных объектов

Нововоронежской АЭС» совместно с АО «АЭРЦ» в 2023-2024 гг. разработан высокоэффективный способ герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов, лишенный вышеуказанных недостатков. Работы выполнялись в соответствии с Техническим заданием «Разработка технологической документации на ремонт кровель хранилищ твердых радиоактивных отходов приповерхностного типа с использованием полимерных покрытий для долговременной защиты поверхности (герметизации) кровель ХТРО НВАЭС в рамках устранения отступлений от требований НП-002-15».

Способ герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов включает в себя:

- предварительную обработку поверхности подлежащей герметизации, путем нанесением двух защитных слоев различного состава (первый слой – грунтовочный-изолирующий, на основе водно-дисперсионной краски с локализирующими добавками, второй слой – легкодезактивируемый, на основе нитро-эпоксидной эмали);
- покрытие поверхности защитной герметизирующей композицией ЭГАиБ.

При обнаружении р/а загрязненности поверхности подлежащей долговременной защите (ЗПП) полимерными покрытиями очищают применением (нанесением) снимаемых дезактивирующих полимерных композиций, дезактивирующие полимерные композиции подбирают под типы и виды поверхностей подлежащих очистке. Например: битумосодержащие покрытия кровель. Для очистки (дезактивации) от р/а загрязнений применяют дезактивирующие полимерные композиции на органических растворителях. После нанесения и сушки в течении

40 минут при t С окружающей среды $\geq 18^{\circ}\text{C}$ и влажности $\leq 50\%$. Покрытие легко удаляется с дезактивируемой (очищаемой) поверхности. Количество твердых отходов не превышает 80 г. на м^2 поверхности.

Для нанесения и формирования первого подготовительного слоя используется состав на основе водно-дисперсионной краски с добавками – карбоновой кислоты и пиперазина. В качестве альтернативы карбоновой кислоты, может служить уксусная кислота или этилен-диамин-тетроуксусная кислота, или ее динатриевая соль. Первый слой подготовки может наноситься методом безвоздушного распыления или иным способом нанесения. Грунт наносится в 2-3 слоя. Время формирования первого грунтовочного слоя покрытия на основе ВД ЭПЭП-72, при температуре окружающей более 20°C и влажности воздуха не более 40 %, – 18 часов. При этом, межслойная сушка не превышает 10-15 ч.

Для формирования второго слоя предварительной подготовки используется нитроэпоксидная эмаль типа ЭП-51.

Технология нанесения: межслойная сушка: не более 4-6 часов в 1-2 слоя. При вязкости материала ЭП-51 по ВЗ-4 – 20-40 сек, материал наносится кистью или валиком в 2 слоя. Допускается нанесение в один слой. Нанесение производится кистью, валиком, краскораспылителем.

Расход материала подготовительных слоев:

Грунт – 500-600 г/кв.м.

ЭП-51 – 250-300 г/кв.м.

Полимерную композицию ЭГАиБ может наноситься на металлические и бетонные поверхности слоем толщиной 200-300 мкм.

Герметизирующая композиция ЭГАиБ на основе смолы эпоксидиановой типа ВД ЭПЭП-72, используется для формирования основного защитного слоя, модификатором служит-глицидиновый эфир полиатомных спиртов; в качестве антипирена – хлорпарафин ХП-110; отвердителя – третичный аминокфенол; в качестве растворителя применяется ацетон по ГОСТ 2768-84.

Покрытие из композиции марки ЭГАиБ, набирает эксплуатационные характеристики на 50 % – через 10 суток со дня нанесения

композиции и начала формирования и на 100% – спустя 30 суток со дня нанесения, при условии свободного доступа воздуха и конвентаций 20С и 80%-й влажности. К эксплуатации покрытие готово через 2 суток со дня нанесения композиции и через 4 суток – к эксплуатации в аварийных экстремальных условиях. Так как адгезия покрытия на основе ЭГА и Б зависит от состояния поверхности, поэтому до начала работ по защите, составляется Акт тщательного обследования защищаемых поверхностей.

Укрывистость поверхности и заполненность полостей и объемов зависят: от правильной подготовки композиции к использованию, подготовки ее раствора, точности соблюдения технологии подготовки подбетонного объема, полного знания разработчиками инородных компонентов в этом слое.

Защитная полимерная композиция ЭГАиБ наносится в 2 слоя, межслойная сушка при этом, не более 10 часов. Температурный интервал формирования от +15°С до +40°С. При снижении температуры до +5°С, время полного отверждения возрастает. Нанесение полимерной композиции производят валиком или кистью (возможно использование метода пневматического или безвоздушного распыления, либо закачки). По завершению формирования, долговременное защитное покрытие при использовании различных методов дезактивации, легко дезактивируется. При различных эксплуатационных повреждениях, легко восстанавливается.

Срок хранения готового раствора полимерной композиции без отвердителя – до 1 месяца. Условия хранения: сухие помещения, температура окружающей среды +18- +30С

Для повышения адгезии и обеспечения необходимой укрывистости покрытия, поверхность, подлежащую долговременной защите, предварительно очищают металлической щеткой или пескоструйным аппаратом от грязи, продуктов коррозии, поверхностного щелочного слоя. Пыль удаляют продувкой или промывкой водой. После чего ведут прогрев-сушку горячим воздухом и прокачку, обезвоживание – растворителем. В определенных условиях, при необходимости выполняется предварительное восста-

новление поверхностного слоя кровли ХТРО.

Для нанесения полимерных композиций, температура окружающей среды должна быть в пределах 24 °С и не ниже 18 °С – температуры запретной для работы по нанесению ЗПП. Попадание влаги на поверхность подлежащей защите, не допускается. Затем, на поверхность валиком или кистью последовательно наносят два слоя предварительной обработки (см. выше), добиваясь полного высыхания. После этого, производят приготовление полимерной композиции следующим образом: в емкость наливается расчетное количество компонента «А» (140 массовых частей), после чего тонкой струей добавляют – при тщательном перемешивании – компонент «Б» в количестве 80 массовых частей. Перемешивание компонентов «А» и «Б» выполняют в течении 4-7 минут.

Устройство и оборудование для приготовления и нанесения:

- 1) валик стандартный = -5;
- 2) кисть стандартная = -10;
- 3) герметично закрываемая емкость стандартная.

Возможно использование краскопульта типа «Wagner» или аналога.

При закачке в пустоты (полости) композицию используют в сроки, ограниченные временем ее жизнеспособности. При нанесении покрытия, используется композиция с вязкостью 20-40 сек. по ВЗ-4. При повышенной вязкости, в качестве разбавителя используется ацетон.

Проведение испытаний разработанного ЗПП в условиях Нововоронежской АЭС

Работы по проверке соответствия разработанной композиции заявленным характеристикам выполнялись в соответствии с «Программой работ по разработке полимерных покрытий для долговременной защиты поверхностей кровель хранилищ твердых радиоактивных отходов приповерхностного типа Нововоронежской АЭС включая их герметизацию».

На первом этапе с привлечением аттестованной лаборатории, проведены лабораторные испытания полученных образцов полимерных покрытий. Испытания покрытий для

долговременной защиты бетонных поверхностей на дезактивируемость локализацию и изоляционную способность, проводили в соответствии с действующими НД на эти виды испытаний. Производственные характеристики полученной полимерной композиции и сформированного покрытия приведены в таблицах 1–2.

На втором этапе проводились натурные испытания разработанного способа герметизации кровель временных хранилищ радиоактивных отходов приповерхностного типа Нововоронежской АЭС. Полимерные композиции были нанесены на поверхности из бетона и асфальта в три слоя на объекте ХТРО в соответствии с требованиями Технологии. Вначале, на первом этапе, была выполнена подготовка к проведению работ по нанесению защитного полимерного покрытия (ЗПП). Произведена предварительная обработка поверхностей асфальтированных и из бетона в местах, выбранных для нанесения ЗПП: грязе-пылеочистка и удаление посторонних предметов. В определенных условиях, при необходимости, выполняется предварительное восстановление поверхностного слоя кровли ХРО. При этом применении комплексной технологии нанесения, температура окружающей среды не была ниже 18°C (нижний предел для работ по нанесению ЗПП). По факту температура достигала 24°C. Попадание влаги, на поверхность подлежащей защите, не допускалось. Подлежащее нанесению и формированию ЗПП, в соответствии с разработанной технологией, состояло из двух нижних грунтовочных слоев и верхнего защитного, формируемого из двух полимерных связующих. Фотографии нанесенных слоев приведены на рисунках 1–3.

Таблица 1. Характеристики герметизирующей полимерной композиции и долговременного покрытия на ее основе

Table 1. Characteristics of the sealing polymer composition and long-term coating based on it

Показатели	Значение
Вязкость (может быть увеличена введением наполнителей)	10СП
Разрушающее напряжение при отрыве, МПа: -через 1 сутки -через 14 суток	10 20
Твердость по Бринеллю, кг/мм ²	22-24
Химическая стойкость: серная кислота 20%, T=90 °C; едкий натрий 20 %, T=90 °C; борная кислота, насыщенный раствор, T=90 °C	Стойкий
Масло-, бензостойкость	Стойкий

Таблица 2. Специальные свойства покрытия на основе полимерной композиции

Table 2. Special properties of coating based on polymer composition

Показатели	Значение
Адгезия к металлу, МПа: -до облучения 10 Мрад -после облучения	20 10
Радиационная стойкость, рад	ГОСТ 1829-79
Максимальная доза облучения, МРад	100

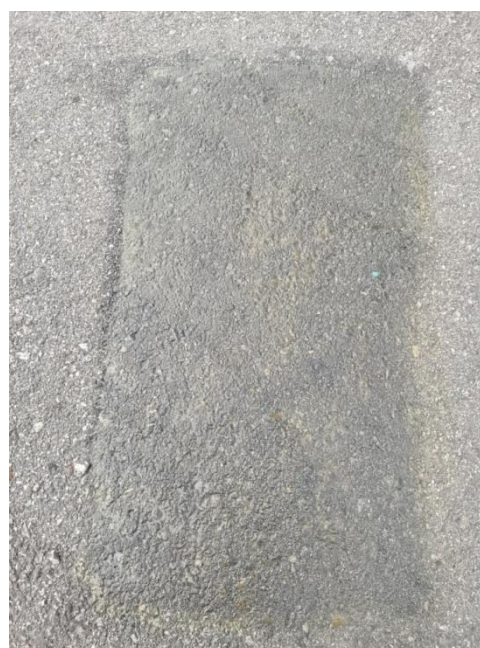


Рисунок 1. Нанесение первого подготовительного слоя

Figure 1. Applying the first preparatory layer



Рисунок 2. Нанесение второго
подготовительного слоя

Figure 2. Applying the second preparatory layer



Рисунок 3. Нанесение полимерной композиции ЭГАиБ
Figure 3. Application of the EGAiB polymer composition

Испытания покрытий производились в период с 01.10 по 31.10.2024 г. и предусматривали:

- воздействие на нанесенные покрытие внешних климатических факторов (перепадов температуры, влажности, атмосферных осадков);
- механическое воздействие от перемещающейся техники, обслуживающего персонала.

Погодные условия в период проведения испытаний характеризовались скачкообразными изменениями температуры (до +18 °С в течение суток). Минимальная температура почвы достигала 0 °С, максимальная +23 °С. В период испытаний наблюдались скачкообразные изменения относительной влажности воздушной среды (до ± 65 % в течение су-

ток). Наблюдались незначительные атмосферные осадки в виде дождя. Интенсивный дождь наблюдался 19.10.2024 г.

Таким образом, погодные условия можно охарактеризовать как достаточно агрессивные, способствующие проявлению дефектов нанесенных покрытий.

Механические воздействия:

- воздействие подошвами спецобуви под собственным весом персонала;
- воздействие колес нагруженной тележки грузовой $m = 30$ кг;
- воздействие бетонной плиты перекрытия $m = 3$ т.

Видимых повреждений полимерной композиции в результате воздействия внешних факторов в период испытаний не выявлено.

Заключение

По результатам испытаний и проверки эксплуатационных и технологических свойств композиционных материалов (на основе ПВБ, Эпоксидных смол) было установлено, что полимерные композиции на основе поливинилбутираля и эпоксидных смол могут быть рекомендованы к применению на кровлях с бетонно-асфальтными покрытиями приповерхностных ХТРО.

Результаты испытаний оформлены отчетом по теме: «Разработка полимерных покрытий для долговременной защиты поверхностей хранилищ твердых радиоактивных отходов приповерхностного типа Нововоронежской АЭС, включая их герметизацию»

На основании результатов проведенной работы были оформлены:

- «Технология герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов и других радиационно-опасных объектов с применением полимерных композиций с рецептурой для обеспечения герметизирующих свойств с учетом климатических условий Воронежской области»;
- «Технологическая инструкция «Гидроизоляция кровли с помощью полимерной композиции ЭГАиБ».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Бирюкова И.И., Вишницкий А.С., Ревякин Б.И., Говорова О.А., Морозов Ю.Л. Резиновая смесь на основе этиленпропилен (диенового) каучука. Патент RU 2074205C1. Российская Федерация. МПК C08L 23/16. № 94015908/04. Заявлен: 28.04.1994. Опубликовано: 27.02.1997. 6 с. Национальная электронная библиотека. Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2074205C1_19970227?ysclid=m9n04sj8xj78532314 (дата обращения: 12.12.2024).

Biryukova I.I., Vishnitsky A.S., Revyakin B.I., Govorova O.A., Morozov Yu.L. Rubber compound based on ethylene propylene (diene) rubber. Patent RU 2074205C1. Russian Federation. IPC C08L 23/16. No.94015908/04. Announced: 04/28/1994. Published: 02/27/1997. 6 p. National Electronic Library. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2074205C1_19970227?ysclid=m9n04sj8xj78532314 (accessed: 12.12.2024).

2. Вишницкий А.С., Бирюкова И.И., Говорова О.А. Полимерный состав. Патент RU 2107706C1. Российская Федерация. МПК C09D 109/06(2006.01), C09D 5/34(2006.01). № 94015910/04. Заявлен: 28.04.1994. Опубликовано: 27.03.1994. 6 с. Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2107706C1_19980327?ysclid=m9mzufpq3f825105757 (дата обращения: 12.12.2024).

Vishnitsky A.S., Biryukova I.I., Govorova O.A. Polymer composition. Patent RU 2107706C1. Russian Federation. IPC C09D 109/06(2006.01), C09D 5/34(2006.01). No. 94015910/04. Announced: 28.04.1994. Published: 27.03.1994. 6 p. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2107706C1_19980327?ysclid=m9mzufpq3f825105757 (accessed: 12.12.2024).

3. Вишницкий А.С., Бирюкова И.И., Морозов Ю.Л. Полимерная композиция. Патент RU 2068858C1. Российская Федерация. МПК C08L 23/16(2006.01), C08K 3/04(2006.01), C08L 9/00(2006.01), C08L 23/20(2006.01), C08L 23/22(2006.01), C08L 95/00(2006.01). № 93046019/04. Заявлен: 29.09.1993. Опубликовано: 10.11.1996. 6 с. Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2068858C1_19961110?ysclid=m9n04yg2a4742778487 (дата обращения: 12.12.2024).

Vishnitsky A.S., Biryukova I.I., Morozov Yu.L. Polymer composition. Patent RU 2068858C1. Russian Federation. IPC C08L 23/16(2006.01), C08K 3/04(2006.01), C08L 9/00(2006.01), C08L 23/20(2006.01), C08L 23/22(2006.01), C08L 95/00(2006.01). No. 93046019/04. Announced: 29.09.1993. Published: 10.11.1996. 6 p. Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2068858C1_19961110?ysclid=m9n04yg2a4742778487 (accessed: 12.12.2024).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Поваров В.П. – организация проведения исследования полимерных композиций для герметизации кровель хранилищ радиоактивных отходов приповерхностного типа;

Росновский С.В. – участие в организации исследования, анализ требований нормативных документов, обоснование применения многослойных полимерных композиций, контроль качества и координация работы команды исследования;

Дорошенко А.В. – методическая и организационная поддержка при разработке плана исследования, нанесении и испытании полученных образцов;

Чернышов Д.В. – контроль качества выполняемых работ, документирование результатов;

Росновский В.С. – обработка и систематизация результатов исследований, подготовка материалов к печати;

Заболотный В.И. – проведение исследования полимерных композиций различного состава, обеспечение проведения лабораторных испытаний образцов;

Заболотный И.В. – обоснование применения глицидинового эфира полиатомных спиртов в качестве модификатора;

Кулев Д.Х. – обоснование номенклатуры применяемых компонентов, их соотношения и технологической совместимости, разработка плана исследования, методическая поддержка при выполнении работ.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Povarov V.P. – organizing research on polymer compositions for sealing roofs of near-surface radioactive waste storage facilities;

Rosnovsky S.V. – participating in the organization of research; analyzing the requirements of regulatory documents; justifying the use of multilayer polymer compositions; carrying out quality control and coordinating the work of the team;

Doroshenko A.V. – providing methodological and organizational support in the development of a research plan, application and testing of the obtained samples;

Chernishev D.V. – organizing quality control of the work performed, documentation of the results;

Rosnovsky V.S. – carrying out the processing and systematization of research results, preparation of materials for printing;

Zabolotniy V.I. – organizing the research of polymer compositions of various compositions, providing laboratory tests of samples;

Zabolotniy I.V. – justifying the use of glycidine ether of polyatomic alcohols as a modifier;

Kulev D.X. – substantiating the nomenclature of the components used, their ratio and technological compatibility, developing a research plan, providing methodological support during the work.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Финансирование за счет средств Нововоронежской АЭС.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Владимир Петрович Поваров, доктор технических наук, директор Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» (Нововоронежская АЭС), г. Нововоронеж, Воронежская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-9092-9160>

e-mail: nvnp1@nvnp1.rosenergoatom.ru

Сергей Викторович Росновский, кандидат технических наук, заместитель главного инженера по радиационной защите Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» (Нововоронежская АЭС), г. Нововоронеж, Воронежская обл., Российская Федерация.

e-mail: RosnovskySV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Александр Владимирович Дорошенко, заместитель начальника цеха по обращению с радиоактивными отходами Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» (Нововоронежская АЭС), г. Нововоронеж, Воронежская обл., Российская Федерация.

e-mail: DoroshenkoAV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Денис Вячеславович Чернышов, заместитель начальника отдела радиационной безопасности Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» (Нововоронежская АЭС), г. Нововоронеж, Воронежская обл., Российская Федерация.

e-mail: ChernishovDV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Виктор Сергеевич Росновский, оператор реакторного цеха Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» (Нововоронежская АЭС), г. Нововоронеж, Воронежская обл., Российская Федерация.

e-mail: rvs05071999@yandex.ru

Валерий Илларионович Заболотный, Технический директор Общества с ограниченной ответственностью «АЭРЦ», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: aertc@mail.ru

Заболотный Иван Валерьевич, Начальник отдела Общества с ограниченной ответственностью «АЭРЦ», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: aertc@mail.ru

Кулев Дмитрий Христофорович, доктор технических наук, профессор, Общество с ограниченной ответственностью «АЭРЦ», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: aertc@mail.ru

FUNDING:

Financing from Novovoronezh NPP funds.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Vladimir P. Povarov, Vladimir P. Povarov, Dr. Sci. (Engin.), Head of Novovoronezh Nuclear Plant the branch of Rosenergoatom Concern JSC (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-9092-9160>

e-mail: nvnp1@nvnp1.rosenergoatom.ru

Sergey V. Rosnovsky, Can. Sci. (Engin.), Deputy Chief Engineer for Radiation Protection Novovoronezh Nuclear Plant the branch of Rosenergoatom Concern JSC (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

e-mail: RosnovskySV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Alexander V. Doroshenko, Deputy Head of the Radioactive Waste Management Department Novovoronezh Nuclear Plant the branch of Rosenergoatom Concern JSC (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

e-mail: : DoroshenkoAV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Denis V. Chernishov, Deputy Head of the Radiation Safety Department Novovoronezh Nuclear Plant the branch of Rosenergoatom Concern JSC (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

e-mail: ChernishovDV@nvnp1.rosenergoatom.ru

Victor S. Rosnovsky, reactor shop operator Novovoronezh Nuclear Plant the branch of Rosenergoatom Concern JSC (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

e-mail: rvs05071999@yandex.ru

Valery I. Zabolotniy, Technical Director of the AERC LLC, Moscow, Russian Federation.

e-mail: aertc@mail.ru

Ivan V. Zabolotniy, Head of the Department of the AERC LLC, Moscow, Russian Federation.

e-mail: aertc@mail.ru

Dmitry X. Kulev, Dr. Sci. (Engin.), Professor, AERC LLC, Moscow, Russian Federation.

e-mail: aertc@mail.ru

Поступила в редакцию / Received 10.02.2025

После доработки / Revision 12.05.2025

Принята к публикации / Accepted 15.05.2025

КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ И
СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ
РАЗВИТИЯ ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
SAFETY CULTURE AND SOCIO-ECONOMIC ASPECTS
DEVELOPMENT OF PLACEMENT TERRITORIES
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-09>

EDN TAZKEE

Оригинальная статья / Original paper



**Влияние стоимости пристанционной переработки ОЯТ на эффективность
инвестиций в АЭС с быстрым реактором**

Ю.А. Мамаев , В.В. Харитонов  

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Российская Федерация
 vvkharitonov@mephi.ru

Аннотация. Актуальность темы обусловлена развертыванием работ в России по формированию двухкомпонентной атомной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом на основе конкурентоспособных тепловых и быстрых реакторов. Одним из вариантов переработки ОЯТ быстрых реакторов рассматривается пристанционный завод на площадке АЭС. Цель настоящего исследования заключается в разработке методики расчета критериев микроэкономической конкурентоспособности АЭС с быстрыми реакторами в зависимости от капитальных, эксплуатационных и де-комиссионных затрат на сооружение реакторов и пристанционного завода. Расчеты приведенной стоимости электроэнергии АЭС, суммарной стоимости переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС, рентабельности инвестиций в АЭС и в пристанционный завод (для обоснования выбора ставки дисконтирования) проводились на основе усовершенствованной авторской модели, основанной на рекомендациях экспертов Организации по промышленному развитию ООН (ЮНИДО). В качестве базового варианта рассмотрена двухблочная АЭС, состоящая из двух быстрых реакторов с установленной электрической мощностью $W=1200$ МВт каждый (с параметрами, близкими к БР-1200) и из пристанционного завода, обеспечивающего оба реактора переработкой облученного ядерного топлива (ОЯТ) и фабрикации тепловыделяющих сборок (ТВС) для ежегодной перегрузки топлива. Определены ежегодные потребности реакторов в топливе и в переработке ОЯТ в замкнутом ЯТЦ. При заданном наборе экономических параметров пристанционного завода определены стоимость электроэнергии АЭС и суммарная стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС в зависимости от ставки дисконтирования. Показано, что даже при высоких затратах на пристанционный завод, обуславливающих и высокую суммарную стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС на уровне 8000 долл./кг т.м., приведенная стоимость электроэнергии оказывается вполне конкурентоспособной $LCOE=60$ долл./МВт·ч при ставках дисконтирования не более 5 % в год.

Ключевые слова: быстрый реактор, пристанционная переработка ОЯТ и фабрикация ТВС, эффективность инвестиций, приведенная стоимость электроэнергии, приведенная стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС, капитальные, эксплуатационные и де-комиссионные затраты, ставка дисконтирования.

Для цитирования: Мамаев Ю.А., Харитонов В.В. Влияние стоимости пристанционной переработки ОЯТ на эффективность инвестиций в АЭС с быстрым реактором. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):87–99. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-09>

For citation: Mamaev Yu.A., Kharitonov V.V. Efficiency of investments in fast reactors NPPs and a spent nuclear fuel reprocessing plant in the common area. *Nuclear Safety*. 2025;15(2):87–99. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-09>

**Efficiency of investments in fast reactors NPPs and a spent nuclear fuel reprocessing plant
in the common area**

Yuri A. Mamaev , Vladimir V. Kharitonov  

National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russia Federation
 vvkharitonov@mephi.ru

Abstract. The research relevance lies in the active development in Russian Federation of a dual-component nuclear power system based on a closed nuclear fuel cycle (NFC) incorporating both competitive thermal and fast neutron reactors. Among the considered approaches to spent nuclear fuel (SNF) management from fast reactors is the deployment of a plant located on the site of a Nuclear Power Plant (NPP). The aim of this study is to develop a methodology for assessing the microeconomic competitiveness of fast reactor NPPs with taking into account capital, operational, and decommissioning costs associated with the construction and operation of the reactors and the on-site plant. Calculations of the levelized cost of electricity, the total cost of SNF reprocessing and fuel assembly fabrication as well as the return on investment in both the NPP and the on-site plant (used to substantiate the choice of the discount rate), are conducted using an enhanced proprietary model developed by the authors and based on recommendations of UNIDO experts. The reference case involves a nuclear power plant comprising two fast reactors, each with an installed electrical capacity of $W=1200$ MW (with parameters similar to those of the BR-1200 design), and a co-located on-site plant responsible for both SNF reprocessing and the fabrication of fuel assemblies for annual reactor refueling. The study quantifies the annual demand for fuel and SNF reprocessing for the reactors operating within a closed NFC. The cost of electricity from a nuclear power plant and the total cost of SNF processing and fuel assembly fabrication are determined for a given set of economic parameters of an on-site plant depending on the discount rate. The analysis demonstrates that, even under scenarios involving high capital expenditures for the on-site plant —resulting in total SNF reprocessing and fuel fabrication costs of up to 8,000 \$/kg of heavy metal – the LCOE remains economically viable at approximately 60 \$/MW* h , provided the discount rate does not exceed 5 %/year.

Keywords: fast reactor, SNF reprocessing and fabrication of fuel assemblies on the nuclear power plant territory, investment efficiency, the present (discounted) cost of electricity, the cost of SNF processing and fuel assembly fabrication, capital, operating and de-commission costs, discount rate.

Введение

Актуальность темы обусловлена развертыванием работ в России по реализации Указа Президента РФ от 16.04.2020 г. № 270 «О развитии техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации», в котором первым пунктом названа разработка технологий двухкомпонентной атомной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом. Одним из вариантов переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) быстрых реакторов рассматривается пристанционный завод на площадке АЭС [1,2], что позволяет сократить длительность вне реакторной части топливного цикла, исключить транспортировку ядерных материалов на большие расстояния и гарантировать нераспространение ядерных материалов¹. Однако при этом годовой объем переработки ОЯТ (то есть мощность завода) сравнительно не велик. В работе [3] показано, что стоимость переработки ОЯТ (в расчете на единицу массы ОЯТ) заметно увеличивается с уменьшением мощности завода (масштабный фактор). Причем, как отмечено в [1],

новизна технологии переработки ОЯТ перспективных быстрых реакторов связана с высоким (10 % и более) содержанием делющихся материалов и с высоким выгоранием (10 и более % т.м.), что потребует высоких затрат на переработку ОЯТ. Кроме того, капитальные и эксплуатационные затраты перерабатывающего ОЯТ пристанционного завода (с фабрикацией тепловыделяющих сборок – ТВС) суммируются с таковыми для реактора, а часть вырабатываемой электроэнергии расходуется на нужды переработки ОЯТ, что, в итоге, может сказаться на стоимости отпускаемой электроэнергии АЭС. Поэтому возникает актуальная задача по разработке методики расчета критериев конкурентоспособности АЭС с быстрым реактором и пристанционной переработкой ОЯТ в зависимости от мощности завода и стоимости переработки ОЯТ, что и стало целью настоящей работы.

Методология и методы

Вопросам экономики переработки ОЯТ посвящено много публикаций, достаточно сослаться на подробный обзор Ядерного энергетического агентства (NEA) при Организации экономического сотрудничества и развития (OECD) [4]. Однако, в литературе не удалось найти работ, в которых приводились бы цифровые данные об экономике

¹ В настоящее время пристанционная переработка ОЯТ создается в составе строящегося опытно-демонстрационного комплекса с реактором БРЕСТ-ОД-300 [1]

пристанционной переработки ОЯТ. Для обоснования конкурентоспособности любого инвестиционного проекта, включая АЭС, разработана экспертами UNIDO (Организация по промышленному развитию ООН) система критериев, подробно описанная и представленная в виде аналитических зависимостей, удобных для многовариантных инженерно-экономических расчетов, в работе [5]. При этом необходимо учитывать несколько уровней (иерархию) критериев эффективности (конкурентоспособности): микро-, мезо-, макро- и мега-уровни [5,6]. Первичным «ядром» системы (иерархии) критериев инвестиционных проектов является комплекс микроэкономических критериев, отражающий гарантированную окупаемость или прибыльность проекта. Мезо-уровень отражает интересы отрасли или региона и т.д. К рассмотрению на уровнях выше «микро-» допускаются только те проекты, прибыльность которых гарантирована на микроэкономическом уровне, поскольку убыточные проекты не позволяют достичь целей вышестоящих уровней. А из двух эффективных на микроуровне проектов пред-

почтение на мезо-уровне могут отдать проекту, который требует либо меньше инвестиций и быстрее окупается, или обеспечивает наибольший социально-экономический эффект и т.п. Поэтому в настоящей работе рассматриваются только микроэкономические критерии эффективности инвестиций в проект АЭС с быстрым реактором и пристанционной переработкой ОЯТ с фабрикацией тепловыделяющих сборок (ТВС).

Микроэкономические критерии эффективности инвестиций

Инвестиционный анализ проекта начинается с самой важной и трудной финансово-экономической задачи – с прогнозирования денежных потоков, схематично показанных на рисунке 1, на примере одноблочной АЭС с длительностью жизненного цикла $T = T_C + T_Э + T_D$ (лет), состоящего из трех основных периодов: сооружения (включая проектирование) (T_C), эксплуатации ($T_Э$) и вывода из эксплуатации (де-комиссии, T_D).

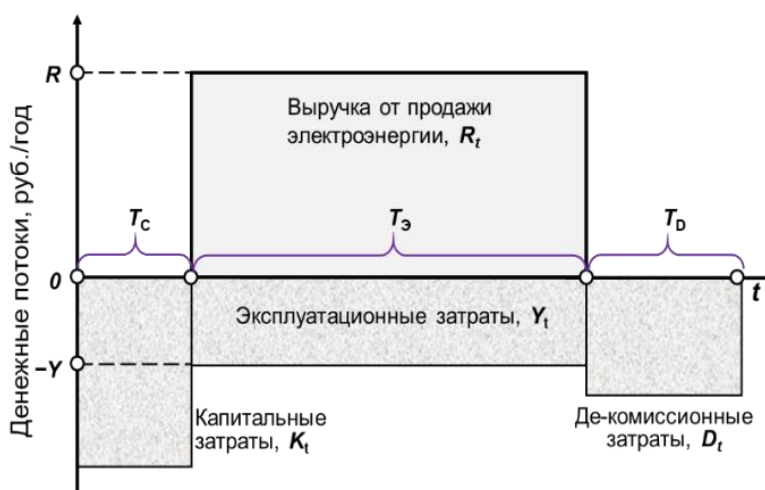


Рисунок 1. Упрощенная схема денежных потоков на разных стадиях жизненного цикла энергоблока АЭС
Figure 1. Simplified cash flow scheme at different stages of the NPP power unit life cycle

В момент времени $t=0$ начинается проектирование (привязка к площадке) и сооружение АЭС вместе с перерабатывающим ОЯТ заводом (включая закупки оборудования); в момент времени $t=T_C$ завершается их сооружение и ввод в эксплуатацию и начинается эксплуатация в течение $T_Э$ лет, после чего энергоблок выводится из эксплуатации

в течение T_D лет. Положительный ежегодный денежный приток R_t (руб./год) возникает только на стадии эксплуатации ($T_C \leq t \leq T_C + T_Э$) благодаря выручке от продажи электроэнергии (Revenue или cash inflow). На всех стадиях жизненного цикла возникает ежегодный отрицательный денежный отток C_t (затраты, Costs или cash outflow,

руб/год), который для вышеназванных периодов жизненного цикла обозначен как капитальные затраты K_t , эксплуатационные затраты Y_t и затраты на вывод АЭС из эксплуатации D_t (де-комиссию). В общем случае, в отличие от рисунка 1, величины K_t , R_t , Y_t и D_t могут изменяться с течением времени t (лет) реализации проекта. На основании прогнозирования денежных потоков легко определяются суммарные капитальные затраты K (руб) и затраты на де-комиссию D (руб) в виде сумм или интегралов по времени, а также среднегодовые выручка R (руб/год) и эксплуатационные затраты Y (руб/год) (см. рис. 1), что позволяет представить главный критерий эффективности (прибыльности) инвестиций – чистый дисконтированный доход NPV (Net Present Value) – в виде аналитического выражения (1) [5]:

$$NPV = \int_{t=0}^T (R_t - C_t) e^{-r(t-T_C)} dt = -I_K + (R - Y)T_R - Dec > 0. \quad (1)$$

По определению NPV – это приведенная (дисконтированная) к моменту времени T_C (началу эксплуатации энергоблока) чистая прибыль, накопленная (суммированная) за весь период жизненного цикла проекта. Здесь r – ставка дисконтирования (1/год) для непрерывных денежных потоков. Три слагаемых в правой части (1) получены при разбиении пределов интегрирования (от 0 до $T=T_C+T_3+T_D$) на три части в соответствии с тремя указанными на рисунке 1 периодами жизненного цикла проекта. I_K – приведенные инвестиции (руб.) в проектирование, лицензирование и сооружение энергоблока с перерабатывающим заводом, определяемые выражением (2):

$$I_K = K\varphi_K; \quad \varphi_K = \frac{1}{K} \int_{t=0}^{T_C} K_t e^{-r(t-T_C)} dt \approx \frac{e^{rT_C} - 1}{rT_C}. \quad (2)$$

Во втором слагаемом в (1) разность $(R - Y)$ представляет собой среднегодовую прибыль (руб/год) в период эксплуатации АЭС, а период времени T_R – дисконтированный период накопления положительной

прибыли (лет), определяемый выражением (3):

$$T_R = \frac{\varphi_3}{r}; \quad (3)$$

$$\varphi_3 = \int_{T_C}^{T_C+T_3} \frac{R_t - Y_t}{R - Y} e^{-r(t-T_C)} r dt \approx 1 - e^{-rT_3}.$$

Последнее слагаемое в (1) Dec – приведенные затраты (руб.) на вывод АЭС из эксплуатации, определяемые выражением (4):

$$Dec = D\varphi_D; \quad \varphi_D = \frac{1}{D} \int_{T_C+T_3}^T D_t e^{-r(t-T_C)} dt \approx e^{-rT_3} \frac{1 - e^{-rT_D}}{rT_D}. \quad (4)$$

Безразмерные коэффициенты φ_K , φ_3 и φ_D именуются коэффициентами приведения, поскольку они учитывают эффект дисконтирования денежных потоков на каждом периоде жизненного цикла АЭС, причем, согласно положениям инвестиционного анализа, коэффициенты приведения показывают, что ценность прошлых денежных потоков выше ценности будущих. То есть коэффициент $\varphi_K > 1$, а коэффициенты $\varphi_3 < 1$ и $\varphi_D < 1$. Правые части выражений (2–4) получены в предположении, что денежные потоки в каждом периоде жизненного цикла постоянны (аннуитетны, как на рис. 1). Например, при $T_C=6$ лет, $T_3=60$ лет, $T_D=40$ лет и $r=7\%$ /год получаем $\varphi_K=1,24$, $\varphi_3=0,985$, $\varphi_D=0,013$ и $T_R=14$ лет, причем всегда $T_R \leq T_3$.

Как видно, коэффициенты φ_K и φ_3 близки к 1, а коэффициент φ_D существенно меньше 1, то есть, даже при высоких суммарных затратах D на де-комиссию ее вклад в NPV может быть мал в связи с сильным дисконтированием отдаленных денежных потоков. При отсутствии дисконтирования ($r=0$) выражение (1) представляет собой алгебраическую сумму денежных потоков на всем жизненном цикле АЭС: $NPV = -K + (R - Y) \cdot T_3 - D$.

Из математического определения NPV (1) вытекает ряд вторичных, но важных микроэкономических критериев: внутренняя норма доходности проекта IRR (Internal Rate of Return), дисконтированный период окупаемости DPP (Discounted Payback Period), минимальная (приведенная) стоимость едини-

цы продукции (в нашем случае – стоимость электроэнергии) [5]. Здесь для краткости ограничимся оценкой наиболее популярных критериев конкурентоспособности – дисконтированного периода окупаемости инвестиций и минимально допустимой стоимости электроэнергии АЭС.

Окупаемость проекта достигается на стадии эксплуатации, когда есть притоки выручки за проданную электроэнергию. Учитывая, что в момент окупаемости проекта $NPV=0$ при $t-T_C=DPP$, получаем выражение (5) для оценки DPP (период окупаемости отсчитывается от начала эксплуатации АЭС) в следующем виде выражения (5):

$$DPP = -\frac{1}{r} \ln \left(1 - \frac{r}{IRR_{max}} \varphi_K \right). \quad (5)$$

В этом выражении $IRR_{max}=(R-Y)/K$ представляет максимально возможное значение внутренней нормы доходности проекта (1/год), равной отношению среднегодовой прибыли к капитальным затратам. При отсутствии дисконтирования ($r=0$) из (5) следует $DPP=1/IRR_{max}$.

Для оценки стоимости электроэнергии положим, для простоты, что годовая выручка АЭС $R=EC$ есть произведение среднегодового количества продаваемой электроэнергии E (МВт·ч/год) на ее отпускную стоимость C (руб/МВт·ч). Тогда, приравняв $NPV=0$, получим из выражения (1) искомую минимальную величину C , именуемую приведенной (дисконтированной) стоимостью электроэнергии ($LCOE$ – *Levelized Costs of Electricity*), в виде выражений (6) и (7):

$$LCOE = \frac{AK+Y+\delta D}{E}; \quad (6)$$

$$A = r \frac{\varphi_K}{\varphi_\Sigma} \approx \frac{e^{rT_C} - 1}{T_C(1 - e^{-rT_\Sigma})};$$

$$\delta = r \frac{\varphi_D}{\varphi_\Sigma} \approx \frac{1 - e^{-rT_D}}{T_D(e^{rT_\Sigma} - 1)}. \quad (7)$$

Здесь параметры A (1/год) и δ (1/год) имеют смысл нормы амортизации, соответственно, капитальных затрат K (руб.) на сооружение энергоблока с перерабатывающим заводом и затрат D (руб.) на вывод их из

эксплуатации после выработки ресурса. Иначе говоря, величины AK/E и $\delta D/E$ представляют перенос стоимости основных фондов и стоимости де-комиссии, соответственно, на стоимость электроэнергии, и именууются капитальной и де-комиссионной составляющими стоимости электроэнергии АЭС. Величины A и δ являются функциями ставки дисконтирования и длительности сооружения, эксплуатации и вывода из эксплуатации энергоблока. Так для вышеприведенного примера имеем $A=8,8$ %/год и $\delta=0,09$ %/год. Малый вклад де-комиссии в приведенную стоимость электроэнергии означает, что можно накопить за период эксплуатации АЭС необходимую сумму для вывода ее из эксплуатации, если ежегодно сумму δD инвестировать с доходностью не ниже ставки дисконтирования проекта. При отсутствии дисконтирования денежных потоков ($r=0$) из выражений (7) и (6) получаем $A=\delta=1/T_\Sigma \approx 1,7$ %/год и выражение (8):

$$LCOE_{r=0} = \frac{K+YT_\Sigma+D}{ET_\Sigma}. \quad (8)$$

Числитель этого выражения представляет собой сумму всех затрат за весь период жизненного цикла АЭС (руб.), а знаменатель – суммарное количество электроэнергии, произведенной за весь период эксплуатации АЭС (МВт·ч). В выражении (6) в отличие от (8) числитель представляет приведенные (дисконтированные) среднегодовые затраты за весь период жизненного цикла АЭС.

Учет параметров пристанционной переработки ОЯТ.

Пристанционный завод как неотъемлемая часть двухблочной АЭС добавляет дополнительные капитальные, эксплуатационные и де-комиссионные затраты АЭС, которые представим в виде сумм (9):

$$K = K_0 + K_R; \quad Y = Y_0 + Y_R; \quad D = D_0 + D_R, \quad (9)$$

где индексом «0» отмечены параметры, относящиеся только к оборудованию АЭС, а индексом «R» – только к пристанционному заводу по переработке ОЯТ, включая затраты на обращение с радиоактивными отходами (в основном, с продуктами деления),

и фабрикации ТВС. Подстановка выражения (9) в выражение (6) позволяет получить выражение для приведенной стоимости электроэнергии АЭС с пристанционной переработкой ОЯТ и фабрикацией ТВС (10):

$$LCOE = LCOE_0 + LCOE_R, \quad (10)$$

где $LCOE_0 = (AK_0 + Y_0 + \delta D_0)/E$ – дисконтированная стоимость электроэнергии АЭС (руб./МВт·ч) без учета затрат на топливо, $LCOE_R = (P/E)LCOR$ – топливная составляющая дисконтированной стоимости электроэнергии АЭС, $LCOR = (AK_R + Y_R + \delta D_R)/P$ – дисконтированная стоимость переработки ОЯТ

и фабрикации ТВС (руб./кг т.м.), P – годовая потребность АЭС в топливе и переработке ОЯТ (т т.м./год) в соответствии со схемой материальных потоков в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ), показанном на рисунке 2. Для более детальных оценок можно величины K_R , Y_R и D_R разбить на три части в соответствии с тремя основными цехами пристанционного завода: цех переработки ОЯТ, цех обращения с РАО и цех фабрикации ТВС. Однако, для упрощения задачи будем рассматривать эти величины (K_R , Y_R и D_R) как варьируемые параметры.

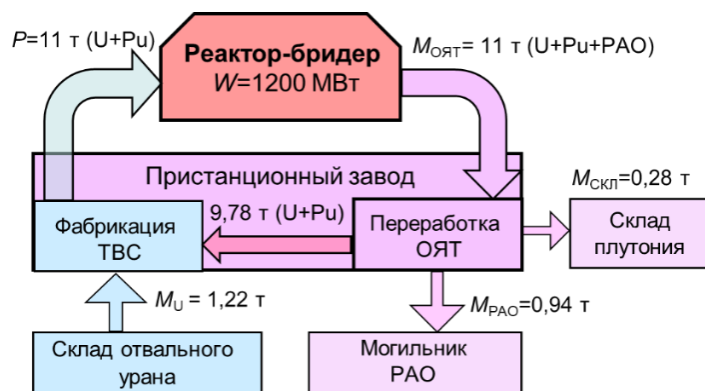


Рисунок 2. Схема установившегося замкнутого ядерного топливного цикла и среднегодовых расходов топливных материалов (т/год) быстрого реактора электрической мощностью $W=1200$ МВт при КПД=42%, среднем выгорании топлива 80 МВт·сут/кг т.м. (8,6%), коэффициенте воспроизводства $KV=1,3$

Figure 2. The scheme of the established closed nuclear fuel cycle and the average annual cost of fuel materials (t/year) of the fast reactor with an electric capacity of $W=1200$ MW with an efficiency of 42%, the average fuel burn is 80 MWday/t (8,6%), the coefficient of reproduction of $KV = 1.3$

Таким образом, выражения (1)–(10) позволяют решить поставленную задачу и оценить влияние стоимостных параметров пристанционной переработки ОЯТ быстрого реактора на критерии конкурентоспособности АЭС.

Результаты расчетов критериев конкурентоспособности.

В качестве базового варианта рассмотрим двухблочную АЭС, состоящую из двух быстрых реакторов с установленной электрической мощностью $W=1200$ МВт каждый (табл. 1) с топливом из смеси плутония и обедненного урана (практически ^{238}U) с обогащением $x=13\%$ по делящимся нуклидам (плутоний-239 и плутоний-241). То есть будем для простоты считать делящимся нук-

лидом только плутоний и под массой плутония понимать массу именно делящихся нуклидов плутония (в замкнутом цикле быстрых реакторов масса ^{239}Pu более чем в 10 раз превышает массу ^{241}Pu [7], поэтому частичный распад ^{241}Pu во внешней части топливного цикла в настоящей работе не учитывается). Как известно [1,7–11], преимущества быстрого реактора в наибольшей степени проявляются при использовании именно плутониевого топлива. Состав топлива (оксиды UO_2/PuO_2 или нитриды UN/PuN) и конструкция реактора в данном случае не обсуждаются, поскольку для оценки сценариев важны типичные параметры, представленные в таблице 1 (и близкие к проектным параметрам реактора БРЕСТ-1200), которые определяют важные для рассматриваемой

задачи материальные потоки в ЯТЦ (рис. 2). В таблице 1 приведены также все основные математические взаимосвязи инженерно-физических параметров быстрого реактора. Как следует из таблицы 1, среднегодовая потребность быстрого реактора в топливе P (кг т.м./год) и равное ей производство ОЯТ $M_{\text{ОЯТ}}=P$ при среднем

выгорании топлива $B=80$ МВт·сут/кг т.м.² (8,6%) составляет всего 11 т т.м./год (22 т т.м./год в двухблочной АЭС), тогда как централизованные заводы в России и Франции, перерабатывающие в основном топливо тепловых реакторов, имеют мощности, соответственно, около 400 и 800 т т.м./год [3,4,13].

Таблица 1. Принятые инженерно-физические параметры быстрого реактора (составлено авторами по данным источников [1,2,8–10])

Table 1. Accepted engineering and physical parameters of a fast reactor (compiled by the authors based on the data [1,2,8–10])

Наименование параметра	Величина параметра	
Установленная электрическая мощность, W	1200 МВт	
Установленная тепловая мощность, Q_0	2800 МВт	
Коэффициент использования установленной мощности, КИУМ	0,86	
Среднегодовое производство электроэнергии, E	9 ТВт·ч/год	
КПД цикла, η	43%	
Среднегодовая тепловая мощность, $Q=W\text{КИУМ}/\eta$	2400 МВт	
Масса тяжелых металлов* в топливе активной зоны, $M_{\text{АЗ}}$	55 т т.м.	
Обогащение топлива (по плутонию**), x	13%	
Масса плутония в активной зоне, $M_{\text{Pu}}=xM_{\text{АЗ}}$	7,15 т	
Массовая доля ^{238}U в топливе, $1-x$	87%	
Тепловая напряженность топлива, $q=Q/M_{\text{АЗ}}$	44 кВт/кг т.м.	
Выгорание топлива (в энергетических единицах), B	80	100
	МВт·сут/кг т.м	
Выгорание топлива (в относительных единицах), $B_0=B/\lambda$ ***	8,6%	10,7%
Среднегодовой расход топлива, $P=365 \cdot Q/B=M_{\text{ОЯТ}}$ ****	11 т т.м./год	8,8 т т.м./год
Среднегодовой расход плутония, xP	1,42 тPu/год	1,14 тPu/год
Среднегодовая масса разделившегося плутония и продуктов деления, $\Delta M_{\text{Pu}}=B_0P=Q/\lambda \equiv M_{\text{РАО}}$	0,94 т т.м./год	
Коэффициент воспроизводства, КВ	1,3	
Среднегодовое воспроизводство плутония, $\delta M_{\text{Pu}}= \text{КВ} \cdot \Delta M_{\text{Pu}}$	1,22 тPu/год	
Среднегодовое избыточное производство плутония на склад, $P_{\text{Pu}}=(\text{КВ}-1)P B_0=(\text{КВ}-1)Q/\lambda \equiv M_{\text{СКЛ}}$	0,28 тPu/год	
Ежегодная потребность в уране-238 для фабрикации ТВС, M_{U}	1,22 тU/год	
Микрокампания реактора (до перегрузки), T	330 сут	
Кратность перегрузок, $n=B/qT$	5,5	6,9
Число перегружаемых ТВС при $N_{\text{АЗ}}=511$	93	74

Примечания:

*массу металлов в уран-плутониевом топливе (включая актиниды) и в массе ОЯТ называют обычно массой тяжелых металлов – м.т.

** обогащением уран-плутониевого топлива для простоты считаем массовую концентрацию делящихся нуклидов плутония ^{239}Pu и ^{241}Pu .

*** $\lambda = E_f/m_f = 935$ МВт·сут/кгPu – теплотворная способность (калорийность) плутония ($E_f=200,3$ МэВ без учета 10 МэВ нейтрино, $m_f=239$ а.е.м.)

**** среднегодовой расход топлива равен среднегодовому образованию ОЯТ

² В работе Семенова Е.В. и Харитонова В.В. [12] обнаружена ранее неизвестная полуэмпирическая взаимосвязь выгорания, обогащения и тепловой напряженности ядерного топлива с кампанией реактора и кратностью перегрузок топлива для реакторов типа ВВЭР, PWR, BWR в широком диапазоне рабочих параметров. Однако для выгорания топлива быстрых реакторов такой взаимосвязи пока не установлено. Поэтому в настоящей работе выгорание уран-плутониевого топлива принято как варьируемый параметр, близкий по величине к литературным данным.

Экономические параметры быстрого реактора (табл. 2) выбраны из соображений его конкурентоспособности с тепловым реактором: удельные капитальные затраты $K_0/W=3330$ долл./кВт, удельные операционные затраты $Y_0/E=12$ долл./МВт·ч и удельные затраты на вывод из эксплуатации

$D_0/W=0,4K_0/W=1332$ долл./кВт. Как следует из рисунка 3, с ростом ставки дисконтирования (доходности) инвестиционного проекта быстрого реактора многократно увеличиваются норма амортизации капитальных затрат (рис. 3а) и дисконтированная стоимость электроэнергии $LCOE_0$ (рис. 3б).

Таблица 2. Принятые экономические параметры быстрого реактора (составлено авторами по данным источников [1,2,8–10])

Table 2. Accepted economic parameters of a fast reactor (compiled by the authors based on the data [1,2,8–10])

Наименование параметра	Величина параметра
Капитальные затраты реактора, K_0	4 Гдолл.*
Эксплуатационные (операционные) затраты реактора, Y_0	0,11 Гдолл./год
Де-комиссионные затраты реактора, D_0	1,6 Гдолл
Период сооружения энергоблока АЭС, T_K	7 лет
Период эксплуатации энергоблока АЭС, T_E	60 лет
Период де-комиссии, T_D	30 лет

Примечания:
*1 Гдолл.=1 млрд долл.= 10^9 долл.

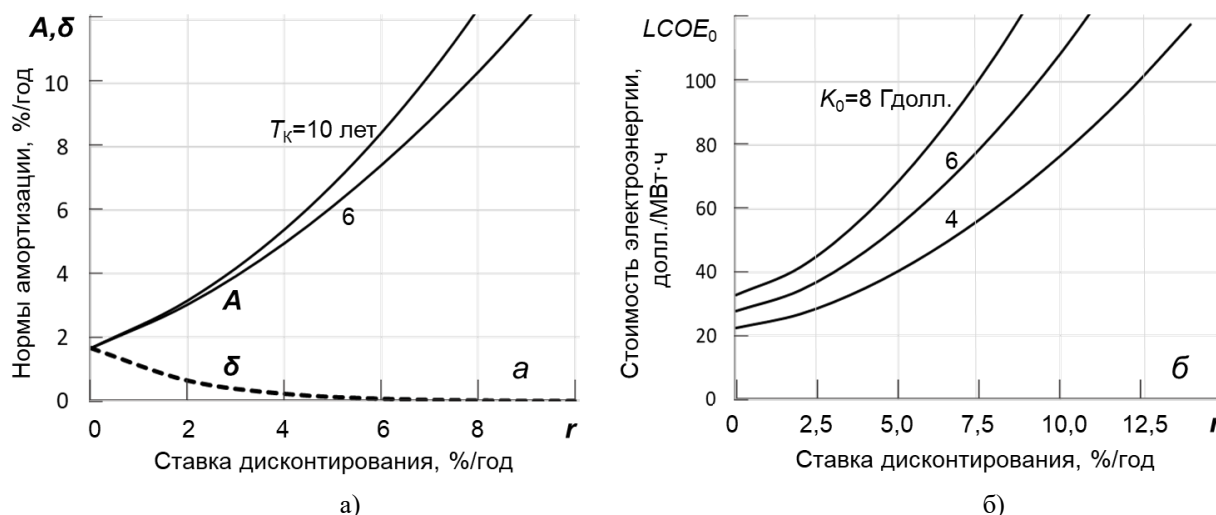


Рисунок 3. Влияние ставки дисконтирования r (%/год) на величину нормы амортизации капитальных затрат A (%/год) и де-комиссионных затрат δ (%/год) при длительности сооружения энергоблока $T_K=6-10$ лет (рис. а), и на приведенную (дисконтированную) стоимость электроэнергии $LCOE_0$ (долл./МВт·ч) быстрого реактора (без учета затрат на топливо) при разных капитальных ($K_0=4-8$ млрд долл.) и де-комиссионных затратах ($D_0=0,4K_0=1,6-3,2$ Гдолл.) (рис. б). Расчет по формулам (7) и (10)

Figure 3. The effect of the discount rate r (%/year) by the amount of the depreciation rate of capital expenditures A (%/year) and de-commission costs δ (%/year) for the duration of the construction of the power unit $T_K=6-10$ years (fig. a), and the present (discounted) cost of electricity $LCOE_0$ (\$/MWh) of fast reactor (excluding fuel costs) at different capital levels ($K_0=B\$4-8$) and de-commission costs ($D_0=0,4K_0=B\$1,6-3,2$) (fig. б). Calculation is done by formulas (7), (10)

При выборе инженерно-экономических параметров пристанционного завода по переработке ОЯТ и фабрикации ТВС приняты следующие допущения. Согласно данным таблицы 1 для равновесного (установившегося) режима работы двухблочной АЭС с быстрыми реакторами требуется ежегодно

2×11 т т.м./год топлива и столько же переработки ОЯТ (при среднем выгорании топлива 80 МВт·сут/кг т.м.). Увеличение выгорания топлива до 100 МВт·сут/кг т.м. и выше, к чему стремятся разработчики новых поколений быстрых реакторов [1,11,14], снижает годовой объем переработки ОЯТ и фабрика-

ции ТВС до менее 2×9 т т.м./год (табл. 1). Для первой загрузки активной зоны двух реакторов требуется 2×55 т U-Pu-топлива, и еще в течение около трех лет, пока выгружаемое ОЯТ хранится в бассейне выдержки реактора, нужно изготовить $3(2 \times 11)$ т топлива для перегрузки реакторов, то есть всего около 176 т топлива с содержанием делящегося плутония около 23 тPu. Такое количество плутония можно получить либо из складских запасов (в России до 100 тPu [1,11]), либо путем переработки более 3000 т ОЯТ тепловых реакторов, где массовая концентрация плутония меньше 0,8%. На переработку такого количества ОЯТ на заводе РТ-1 мощностью 400 т т.м./год потребуется более 7 лет³. Поэтому в литературе рассматриваются варианты пуска первых быстрых реакторов на обогащенном уране. Исходя, видимо, из аналогичных соображений на энергоблоке с опытно-демонстрационной реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 на площадке «ГХК» предусмотрена мощность переработки ОЯТ 220 т т.м./год, тогда как среднегодовой расход топлива не превышает 7 т т.м./год [1]. В нескольких рассмотренных работах [3,4,13] приведены капитальные, эксплуатационные и де-комиссионные затраты для ряда крупных перерабатывающих заводов мощностью от 200 до 2500 т т.м./год, превышающие соответственно 3 Гдолл., 0,19 Гдолл./год и 0,8 Гдолл., причем между капитальными, эксплуатационными и де-комиссионными затратами перерабатывающих заводов существует приближенная линейная взаимосвязь в виде выражения (11):

$$\begin{aligned} Y_R(\text{Гдолл./год}) &\approx K_R(\text{Гдолл.})/17; \\ D_R(\text{Гдолл.}) &\approx 0,35 K_R(\text{Гдолл.}). \end{aligned} \quad (11)$$

Учитывая вышеприведенные неопределенности с мощностью пристанционного завода и отсутствие в литературе надежных данных о стоимостных параметрах переработки ОЯТ быстрых реакторов и фабрикации ТВС, будем варьировать его экономиче-

ские характеристики (11) в диапазоне $K_R=1-3$ Гдолл и рассматривать только установившийся режим работы реактора (без учета начального переходного периода пуска реактора). Как следует из рисунка 4а, приведенная (дисконтированная) стоимость электроэнергии двухблочной АЭС с быстрыми реакторами (параметры из табл. 1 и 2) и пристанционным заводом с переработкой ОЯТ и фабрикацией ТВС ($K_R=1-3$ Гдолл) быстро увеличивается от 27–36 до 88–111 долл./МВт·ч при увеличении ставки дисконтирования от $r=0$ до 10 %/год. При этом суммарная стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС возрастает от 1850–5550 до 4635–13906 долл./кг т.м. (рис. 4б).

Если ограничить $LCOE$ АЭС величиной 80 долл./МВт·ч (из соображений конкурентоспособности на рынке генерации электроэнергии), то, согласно рисунку 4а, ставка дисконтирования должна быть меньше 7–9 %/год, а суммарная стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС не должна превышать $LCOR=4000, 7500$ или 10000 долл./кг т.м. при $K_R=1, 2$ или 3 Гдолл., соответственно. Из рисунка 4 следует также, что даже при высоких затратах на пристанционный завод ($K_R=3$ Гдолл., $Y_R=176$ Мдолл/год, $D_R=1$ Гдолл), обуславливающих и высокую стоимость переработки ОЯТ и фабрикаций ТВС на уровне $LCOR=8000$ долл./кг т.м., приведенная стоимость электроэнергии оказывается вполне конкурентоспособной $LCOE=60$ долл./МВт·ч (при ставке дисконтирования $r=5$ %/год).

³ При столь длительной переработке может заметно измениться содержание плутония-241, имеющего период полураспада 14 лет.

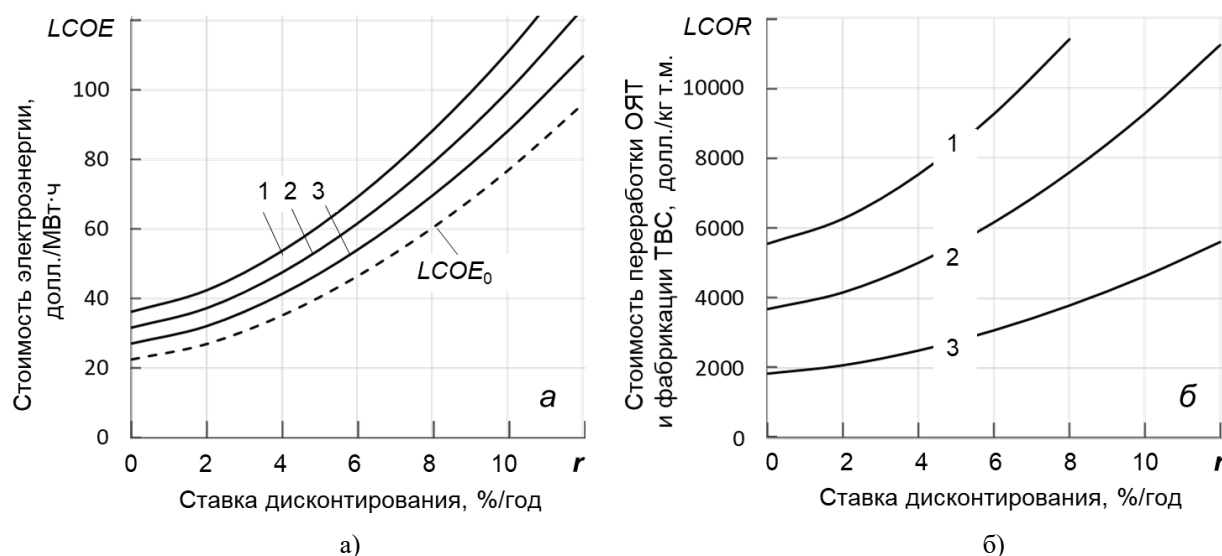


Рисунок 4. Влияние ставки дисконтирования $r=0-12$ %/год на величину приведенной стоимости электроэнергии LCOE (долл./МВт·ч) двухблочной АЭС с быстрыми реакторами (рис. а) и на приведенную стоимость LCOR (долл./кг т.м.) станционной переработки ОЯТ и фабрикация ТВС (рис. б). Расчет по формуле (10), (7) и (11) с учетом работы станционного завода на два реактора при параметрах: 1 – $K_R=3$ Гдолл., $Y_R=176$ Мдолл/год, $D_R=1$ Гдолл; 2 – $K_R=2$ Гдолл., $Y_R=118$ Мдолл/год, $D_R=0,7$ Гдолл; 3 – $K_R=1$ Гдолл., $Y_R=59$ Мдолл/год, $D_R=0,35$ Гдолл. Параметры реактора из таблицы 2

Figure 4. The effect of the discount rate $r=0-12$ %/year by the value of the present value of electricity LCOE (\$/MWh) of two-unit nuclear power plant with fast reactors (fig. a) and by the present cost LCOR (\$/kg) of SNF processing and fuel assembly fabrication (fig. b). Calculation by formulas (10), (7), (11) taking into account the operation of the plant for two reactors at the parameters: 1 – $K_R=B\$ 3$, $Y_R=M\$ 176/\text{year}$, $D_R=B\$ 1$; 2 – $K_R= B\$ 2$, $Y_R=M\$ 118/\text{year}$, $D_R= B\$ 0,7$; 3 – $K_R= B\$ 1$, $Y_R=M\$ 59/\text{year}$, $D_R= B\$ 0,35$. Reactor parameters from Table 2

Выбор ставки дисконтирования.

Ставка дисконтирования, существенно влияющая на NPV и стоимость электроэнергии, характеризует в инвестиционных проектах желаемую доходность проекта по аналогии с доходностью банковского депозита. Чем выше ставка дисконтирования (доходность проекта), тем выгоднее инвестировать в такой проект. Однако, величина накопленной чистой дисконтированной прибыли (NPV) уменьшается с ростом ставки дисконтирования согласно (1) почти по гиперболическому закону и становится равной нулю при $r=IRR$, называемой внутренней нормой доходности проекта. При $r>IRR$ проект убыточен. Поэтому для оценки условий прибыльности проекта и выбора ставки дисконтирования ($r<IRR$) удобно использовать величину NPV/I_K , называемую рентабельно-

стью инвестиций, равную отношению накопленной дисконтированной прибыли NPV к приведенным (дисконтированным) инвестициям $I_K=K\phi_K$ (рис. 5). Например, величина рентабельности $NPV/I_K=1$ означает, что за время жизненного цикла проекта накопится прибыль, достаточная для инвестиций в аналогичный проект. Например, выбирая $NPV/I_K=1$, получаем ставки дисконтирования от $r\approx 2,6\%$ /год при $C=60$ долл./МВт·ч до $5,8\%$ /год при $C=100$ долл./МВт·ч. Проекты с низкой ставкой дисконтирования имеют трудности в поиске кредитной организации, но могут иметь важное значение для решения социально-экономических проблем отрасли, региона или страны и, поэтому, могут быть приняты к инвестированию.

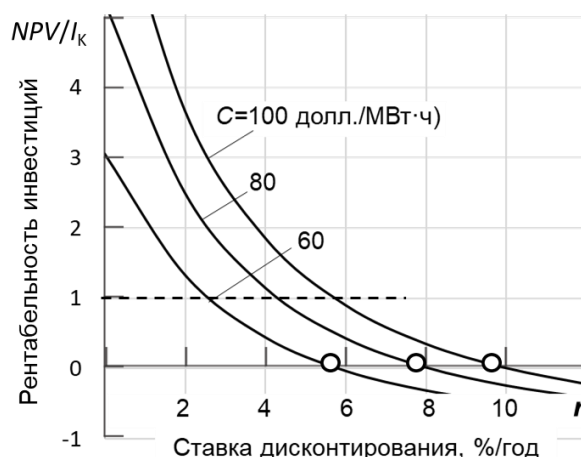


Рисунок 5. Зависимость рентабельности инвестиций NPV/I_K в двухблочную АЭС с быстрыми реакторами (табл. 1) и пристанционный завод переработки ОЯТ и фабрикация ТВС от ставки дисконтирования $r=0-12\%$ /год и отпускной цены электроэнергии $C=60-100$ долл./МВт·ч. Расчет по формуле (1) при параметрах завода $K_R=2$ Гдолл., $Y_R=118$ Мдолл/год, $D_R=0,7$ Гдолл. Точками отмечены значения внутренней нормы доходности IRR

Figure 5. Dependence of the return on investment NPV/I_K to a two-unit nuclear power plant with fast reactors (tabl. 1) and a plant for SNF processing and fuel assembly fabrication from the discount rate $r=0-12\%$ /year and the selling price of electricity $C=60-100$ \$/MWh. Calculation according to formula (1) for plant parameters $K_R=$ B\$ 2, $Y_R=$ M\$ 118/year, $D_R=$ B\$ 0,7. The dots indicate the values of the internal rate of return IRR

Закключение

В работе предложен новый аналитический подход к инвестиционному анализу двухблочной АЭС с быстрыми реакторами и пристанционным заводом, обеспечивающим оба реактора переработкой облученного ядерного топлива (ОЯТ) и фабрикацией тепловыделяющих сборок (ТВС) для ежегодной перегрузки топлива. Предложена методика расчета критериев микроэкономической конкурентоспособности быстрого реактора в зависимости от капитальных, эксплуатационных и де-комиссионных за-

трат на сооружение реакторов и пристанционного завода, и от ставки дисконтирования. Показано, что даже при высоких затратах на пристанционный завод ($K_R=3$ Гдолл., $Y_R=176$ Мдолл/год, $D_R=1$ Гдолл), обуславливающих и высокую суммарную стоимость переработки ОЯТ и фабрикация ТВС для реакторов с электрической мощностью 2×1200 МВт на уровне $LCOR=8000$ долл./кг т.м., приведенная стоимость электроэнергии оказывается вполне конкурентоспособной $LCOE=60$ долл./МВт·ч при ставках дисконтирования не более 5 %/год.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Адамов Е.О., Арутюнян Р.В., Большов Л.А. и др. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Москва: НИКИЭТ, 2020. 495 с. Режим доступа: https://rusneb.ru/catalog/000199_000009_010449673/ (дата обращения: 02.10.2024).

Adamov E.O., Harutyunyan R.V., Bolshov L.A. [et al.]. The White paper on nuclear energy. A closed-loop nuclear power plant with fast reactors. Moscow: NIKIET, 2020. 495 p. (In Russ.). Available at: https://rusneb.ru/catalog/000199_000009_010449673/ (accessed: 02.10.2024).

2. Глазов А.Г., Леонов В.Н., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г. [и др.]. Реактор БРЕСТ и пристанционный ядерный топливный цикл. *Атомная энергия*. 2007;103(1):15–21. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2367/2345> (дата обращения: 02.10.2024).

Glazov A.G., Leonov V.N., Orlov V.V., Sila-Novitskii A.G. [et al.]. BREST reactor and plant-site nuclear fuel cycle. *Atomic energy*. 2007;103(1):501–508. (In Russ.). Available at: <https://link.springer.com/article/10.1007/s10512-007-0080-5> (accessed: 02.10.2024).

3. Кожокарь И.А., Харитонов В.В. Оценка эффективности инвестиций в переработку отработавшего ядерного топлива. *Атомная энергия*. 2023;135:5-6:204–212. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5366/5340> (дата обращения: 02.10.2024).

Kozhokar I.A., Kharitonov V.V. Evaluation of the effectiveness of investments in snf processing. *Atomic energy*. 2023;135:5-6:204–212. (In Russ.). Available at: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5366/5340> (accessed: 02.10.2024).

4. The economics of the back end of the nuclear fuel cycle. Paris: OECD, 2013. 193 p. Available at: <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7061-ebenfc.pdf> (accessed: 02.10.2024).

5. Семенов Е.В., Семенова Д.Ю., Харитонов В.В. Усовершенствованная модель расчета микроэкономических критериев эффективности инвестиций в энергетические проекты. *Микроэкономика*. 2024;3:41–68. doi: 10.33917/mic-3.116.2024.41-68

Semenov E.V., Semenova D.Yu., Kharitonov V.V. An improved model for calculating microeconomic criteria for the effectiveness of investments in energy projects. *Microeconomics*. 2024;3:41–68. (In Russ.). doi: 10.33917/mic-3.116.2024.41-68

6. Путилов А.В., Черняховская Ю.В. Коммерциализация технологий и промышленные инновации. Санкт-Петербург: Лань, 2018. 324 с.

Putilov A.V., Chernyakhovskaya Ju.V. Technology commercialization and industrial innovation. Saint-Petersburg: Lan, 2018. 324 p. (In Russ.).

7. Исанов К.А., Колесов В.В., Коробейников В.В., Усанов В.И., Хныкина Е.С. Расчетные исследования замкнутого топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 на плутонии из отработавшего ядерного топлива. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;2:185–201. <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.15>

Isanov K.A., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V., Usanov V.I., Khnykina E.S. Computational analysis of the closed fuel cycle of a VVER-1200 reactor based on plutonium from spent nuclear fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024;2:185–201. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.15>

8. Алексеев П. Н. [и др.]. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Монография. Под редакцией Н.Н. Пономарева-Степного. Москва: Техносфера, 2016. 159 с. Режим доступа: https://rusneb.ru/catalog/000199_000009_008251440/ (дата обращения: 02.10.2024).

Alekseev P.N. [et al.]. Two-component nuclear power system with thermal and fast reactors in a closed nuclear fuel cycle. Moscow: Tekhnosfera, 2016. 159 p. (In Russ.). Available at: https://rusneb.ru/catalog/000199_000009_008251440/ (accessed: 02.10.2024).

9. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. [и др.]. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. *Атомная энергия*. 2010;108(4):206–212. Режим доступа: https://eposlink.com/ru/catalog/library/elibrary/book/atomnaya_energiya-2063/publication/82741/?ysclid=mbj74zn81c119815098 (дата обращения: 02.10.2024).

Poplavsky V.M., Tcibula A.M., Khomyakov Ju. S. [et al.]. Core and fuel cycle for a promising fast sodium reactor. *Atomic energy*. 2010;108(4):206–212. (In Russ.). Available at: https://eposlink.com/ru/catalog/library/elibrary/book/atomnaya_energiya-2063/publication/82741/?ysclid=mbj74zn81c119815098 (accessed: 02.10.2024).

10. Бабушкин С.В., Васильев Б.А., Васяев А.В., Воронцов В.Е. [и др.]. Реакторные установки с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем для двухкомпонентной ядерной энергетики. *Атомная энергия*. 2020;129(1):20–29. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3199/4490> (дата обращения: 02.10.2024).

Babushkin S.V., Vasil'ev B.A., Vasyaev A.V., Vorontsov V.E. [et al.]. Reactor installations with sodium-cooled fast reactors for two-component nuclear energy. *Atomic energy*. 2020;129(1):8–17. (In Russ.). Available at: <https://link.springer.com/article/10.1007/s10512-021-00705-y> (accessed: 02.10.2024).

11. Гулевич А. В., Декусар В. М., Мосеев А. Л., Гурская О. С. Начальный этап замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики. Вызовы и возможные решения: Препринт ФЭИ-3297. Обнинск: АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2022. 27 с. Режим доступа: <https://www.ippe.ru/images/publications/preprints/2022/3297.pdf> (дата обращения: 02.10.2024).

Gulevich A.V., Dekusar V.M., Moseev A.L., Gurskaya O.S. The initial stage of closing the NFC of two-component nuclear power. Challenges and possible solutions: Preprint FEI-3297. Obninsk: АО «SSC RF-FEI», 2022. 27 p. (In Russ.). Available at: <https://www.ippe.ru/images/publications/preprints/2022/3297.pdf> (accessed: 02.10.2024).

12. Семенов Е.В., Харитонов В.В. Аналитическое построение сеточных диаграмм для выгорания ядерного топлива различного состава в водоохлаждаемых реакторах. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2024;1:51–57. Режим доступа: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-01.pdf> (дата обращения: 02.10.2024).

Semenov E.V., Kharitonov V.V. Analytical construction of grid diagrams for burnup of nuclear fuel of different compositions in watercooled reactors. *Voprosy atomnoy nauki and tehniki. Seria: Fizika Yadernikh reaktorov*. 2024;1:51–57. (In Russ.). Available at: <http://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-01.pdf> (accessed: 02.10.2024).

13. Bunn M., Zhang H., Kang L. The cost of reprocessing in China. Cambridge, UK: Harvard Kennedy School, 2016. 96 p. Available at: https://www.belfercenter.org/sites/default/files/2025-03/bunn_the_cost_of_reprocessing_in_china.pdf (accessed: 02.10.2024).

14. Архангельский Н.В., Квятковский С.А., Птицын П.Б., Сафиканов Д.И. Перспективные реакторные технологии в Международном форуме «Поколение IV». Аналитический отчет. Москва: Наука и инновации, 2023. 192 с. Режим доступа: <https://naukarosatom.ru/upload/iblock/2b1/l61ne3buxa0jt3fc60m78qc99muc294f.pdf> (дата обращения: 02.10.2024).

Arkhangelskiy N.V., Kviatkovskii S.A., Ptitsyn P.B., Safikanov D.I. Promising reactor technologies in the International Forum «Generation IV». Analytical report. Moscow: Science and Innovations, 2023. 192 p. (In Russ.). Available at: <https://naukarosatom.ru/upload/iblock/2b1/l61ne3buxa0jt3fc60m78qc99muc294f.pdf> (accessed: 02.10.2024).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Мамаев Ю.А. – участие в проведении расчетов;

Харитонов В.В. – постановка задачи, написание статьи, математическая реализация решения задачи, редактирование текста.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Mamaev Yu.A. – participation in the calculations;

Kharitonov V.V. – setting the task, writing an article, mathematical realization of the problem solution, editing.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии источников финансирования.

FUNDING:

The authors state that there are no sources of funding.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Юрий Александрович Мамаев, магистрант, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0005-1912-6337>

e-mail: yuram2001@mail.ru

Владимир Витальевич Харитонов, доктор физико-математических наук, профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0003-0573-0582>

e-mail: vvkharitonov@mephi.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Yuri A. Mamaev, Master's student, National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0005-1912-6337>

e-mail: yuram2001@mail.ru

Vladimir V. Kharitonov, Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0003-0573-0582>

e-mail: vvkharitonov@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 25.11.2024

После доработки / Revision 20.03.2025

Принята к публикации / Accepted 25.04.2025

КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ И
СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ
РАЗВИТИЯ ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
SAFETY CULTURE AND SOCIO-ECONOMIC ASPECTS
DEVELOPMENT OF PLACEMENT TERRITORIES
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-10>

EDN VZAVKJ

Оригинальная статья / Original paper



Фрейм как инструмент нейропедагогики в обучении студентов математике

Н.П. Василенко  , Н.Ю. Шапошникова

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

 NPVasilenko@mephi.ru

Аннотация. В статье представлен опыт обучения математическим дисциплинам с использованием методов и средств нейропедагогики в ВИТИ НИЯУ МИФИ студентов, ориентированных на работу в атомной отрасли. Авторами рассматривается фрейм как современный инструмент нейропедагогики, позволяющий будущим работникам атомной отрасли освоить профессиональные дисциплины. Авторами описан способ применения фреймов при изучении темы «Функции нескольких переменных», так как в атомной отрасли часто используются процессы, одновременно зависящие от нескольких переменных, обеспечивающие эксплуатацию и безопасность АЭС. Тема изучается на первом курсе, а знания по теме востребованы на всех курсах обучения при изучении профессиональных дисциплин, написания курсовых и дипломных работ, конкурсных работ по атомной тематике и в дальнейшей профессиональной деятельности.

Ключевые слова: атомная отрасль, обучение студентов, математика, нейропедагогика, фреймовые технологии.

Для цитирования: Василенко Н.П., Шапошникова Н.Ю. Фрейм как инструмент нейропедагогики в обучении студентов математике. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(2):100–106. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-10>

For citation: Vasilenko N.P., Shaposhnikova N.Yu. Frame as a neuropedagogical tool in teaching mathematics. *Global Safety*. 2025;15(2):100–106. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-10>

Frame as a neuropedagogical tool in teaching mathematics

Nadezhda P. Vasilenko  , Nadezhda Yu. Shaposhnikova

Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation

 NPVasilenko@mephi.ru

Abstract. Abstract. The article presents the experience of teaching mathematical disciplines using neuropedagogical methods and tools at the VETI NRNU MEPhI to students focused on working in the nuclear industry. The authors consider the frame as a modern neuropedagogical tool that allows future nuclear industry workers to master professional disciplines. The authors describe how frames can be used when studying the «Functions of several variables» topic as processes that depend on several variables simultaneously are often used in the nuclear industry to ensure the operation and safety of nuclear power plants. The topic is studied in the first year, and its knowledge is in demand in all courses when studying professional disciplines, writing term papers and theses, competitive works on nuclear topics and in further professional activities.

Keywords: nuclear industry, student education, mathematics, neuropedagogy, frame technologies.

Введение

Ядерная энергетика – это довольно сложная и обширная наука, требующая наиболее точного и эффективного математического моделирования для обеспечения безопасной работы ядерных установок. Функции нескольких переменных (ФНП) играют важную роль в данном процессе, так как в атомной отрасли часто используются процессы, одновременно зависящие от нескольких переменных. С помощью ФНП появляется возможность описывать взаимосвязи различных процессов, а также явлений, протекающих в ядерных реакторах. Их применяют для анализа наиболее благоприятного и безопасного сценария работы реактора. Так, например, для поддержания стабильной цепной реакции деления ядер в атомном реакторе важно учитывать такие параметры как: концентрация топлива, плотность теплоносителя, коэффициент размножения нейтронов, температура активной зоны. Для оценки прочности реактора используют многофакторные зависимости, такие как: напряжение материала, давление внутри корпуса, разность температур между внешней и внутренней стенкой, длина элемента конструкции¹. Множество формул для расчетов тех или иных ядерных процессов, зависящих от нескольких переменных: расчет нейтронного потока в активной зоне реактора; анализ устойчивости ядерной реакции; оптимизация управления процессом охлаждения реактора и др. [1]. Кроме того, применение функций нескольких переменных в области культуры безопасности атомных электростанций позволяет делать расчеты в моделировании аварийных ситуаций, оптимизации системы защиты, оценки рисков для персонала [2]. Все это говорит о том, что использование функций нескольких переменных является неотъемлемой частью проектирования и эксплуатации оборудования атомной энергетики, обеспечивая возможность комплексного анализа сложных физи-

ческих явлений и оптимизации режимов работы ядерных установок.

Важность знаний ФНП, их учет, изменение, максимальные и минимальные значения, градиент, интегралы, дифференциальные уравнения, расчеты вероятностных событий, необходимых для моделирования различных процессов ядерной энергетики, ставит перед педагогами математических дисциплин проблему – дать прочные знания студентам при ограниченном времени изучения новой для них темы. Это осложняется и тем, что тема изучается на первом курсе, когда студенты еще не осознают ее значимости для успешного дальнейшего освоения профессиональных дисциплин, написания курсовых и дипломных работ, конкурсных работ по атомной тематике и в дальнейшей профессиональной деятельности. Следовательно, необходимы новые методы и средства обучения, позволяющие решить данную проблему.

Современная педагогика характеризуется новыми подходами к обучению, что обусловлено достижениями интеллектуальных технологий и их средствами². Ранее знания о методах и средствах обучения получали из пособий и учебников по педагогике, педагогической психологии, но развитие компьютерных технологий в обучении ориентировало нас уже на новые современные источники, не отрицающие основы педагогики, но использующие новейшие информационно-коммуникационные и психологические технологии.

Общие положения

Не так давно педагоги ориентировались на применение в своей практике «педагогического колеса» как педагогическое мышление приложениями. Данная методическая модель, предложенная в 2016 г. австралийским педагогом А. Каррингтоном, объединяет в единой схеме технологии (приложения, сервисы и программы) с образовательными целями и дает преподавателю понимание

¹ Общие положения обеспечения безопасности исследований ядерных установок. – Режим доступа: <https://nrs-journal.ru/upload/iblock/7cb/np-033-0121.pdf> (дата обращения: 10.11.2024).

² Современное образование детей: что изменилось за 20 лет. – Режим доступа: <https://gb.ru/blog/sovremennoe-obrazovanie-detej/> (дата обращения: 10.11.2024).

решаемых задач, возможных подходов и цифровых ресурсов в соответствии с критериями отбора приложений для образования: знание/понимание, применение, анализ, оценка, создание³.

Современный период развития педагогических разработок в области обучения характеризуется усилением внимания педагогов к разработкам ученых в области нейропедагогике, которая рассматривается как междисциплинарная область, объединяющая нейронауки, психологию и педагогику, и связана с интеграцией достижений нейропсихологии и нейробиологии в педагогическую практику, утверждая новые направления ее развития [3].

Нейропедагогика имеет давнюю историю. Основанием для ее становления и развития ученые отмечают деятельность Л.С. Выготского в области возрастной и педагогической психологии и основоположника нейропсихологии А.Р. Лурии [4,5]. Но именно в наше время, когда сеть Интернет, компьютерные обучающие программы, разработки по искусственному интеллекту, видеолекции, различного рода тренажеры могут обеспечить не только передачу учебной информации на любое расстояние и в любое время, но главное – обеспечить индивидуальный подход к темпу и способам обучения. Все это говорит о том, что «в информационно-коммуникационных технологиях (ИКТ) заложен главный резерв «дифференцированной дидактики»» [6].

Кроме того, в настоящее время ученые и практики оперируют таким понятием как «нейроинтеграция в обучении», которое рассматривается как подход в педагогике и психологии, направленный на использование современных научных знаний о работе мозга и нервной системы для повышения эффективности учебного процесса. Для создания условий, которые способствуют лучшему восприятию, обработке и запоминанию информации обучающимися, предлага-

ются методы, направленные на улучшение восприятия, обработки и запоминания информации путем активизации различных областей мозга, эффективность которых основана на последних исследованиях нейронауки и психологии⁴.

Нейропедагогика в обучении в настоящее время для образования настолько актуальна, что в вузах открывается направление магистратуры с профилем «Нейропедагогика», где ведется подготовка педагогов в области компетентностно-развивающей модели обучения, основанной на достижениях нейронаук⁵.

Рассматривая нейротехнологии в профессиональном образовании, ученые отмечают, что цифровизация учебной деятельности привела к «возникновению новой формы обучения – акселератной – обеспечивающей интенсификацию познавательной деятельности путем сокращения времени изучения учебной программы», суть которой заключается в ускорении темпа учения путем использования фреймовых технологий, позволяющих сокращать время изучения учебного материала. Акселератная форма обучения обеспечивается визуализацией учебной информации. Преобразованная в видеоряд информация служит опорой умственных и практических действий. Наглядность информации может быть выражена в виртуальных материалах, объектах, процессах, имитирующих реальную действительность, в изобразительных (слайды, рисунки, фото) и символических (схемы, таблицы) формах [7].

Нейропедагогика в изучении математики предлагает методики и упражнения, направленные на развитие именно тех областей мозга, которые отвечают за успешность изучения математики; определяет новые подходы к индивидуализации процесса обучения,

⁴ Как нейроинтеграция внедряется в образовательные процессы? – Режим доступа: <https://blog.internativa.biz/chto-takoe-nejrointegraciya-i-kak-ona-menyayet-mir/> (дата обращения: 12.02.2025).

⁵ 3 варианта магистратуры ТГУ им. Г.Р. Державина по профилю «Нейропедагогика» и специальности 44.04.01 Педагогическое образование. – Режим доступа: <https://tambov.postupi.online/vuz/tgu-im-g-r-derzhavina/progrmma-magistr/12532/varianti/> (дата обращения: 12.02.2025).

³ Педагогическое колесо: педагогическое мышление приложениями. – Режим доступа: <https://frf.mipt.ru/news/padagogicheskoe-koleso-pedagogicheskoe-myshlenie-prilozheniyami/> (дата обращения: 26.12.2024).

выделяя методы обучения, соответствующие особенностям конкретного обучающегося. Как отмечалось выше, именно фреймовые технологии нейропедагогики обучения в настоящее время наиболее актуальны при изучении математики в вузе.

Фреймовые технологии для математиков не новинка, ранее математики использовали технологии интенсификации обучения на основе схемных и знаковых моделей учебного материала В.Ф. Шаталова, которые и в настоящее время представлены печатной продукцией для всех классов и разделов математики [8].

С развитием возможностей цифровизации образования педагоги стали применять фреймовые технологии – интеллект-карты как инструмент визуализации учебного материала на уроках математики, опираясь на творческий подход преподавателя и обучающегося. В настоящее время существует множество вариантов компьютерных программ для составления интеллект-карт, которые в нейропедагогике рассматриваются как психолого-педагогические технологии и как технологии визуального обучения [9,10].

В настоящее время для обобщенного понятия фреймовых технологий используется понятие «фрейм» (каркас, структура, система, рама) как визуальный метод и средство представления информации, что позволяет развивать образное мышление и облегчает понимание сложных понятий в математике. Особенно это актуально при интенсификации познавательной деятельности студентов первых курсов, так как часть материала изучена ими в школе или техникуме, а часть материала совершенно новая и может вызывать затруднения, которые для каждого студента индивидуальны.

Анализ имеющихся публикаций позволяет выделить особенности и важность применения фреймов при изучении математики в вузе:

1) знания, которые получают обучающиеся, усваиваются и хранятся в долговременной памяти в сжатом виде в виде фреймов, в свя-

зи с этим и представлять сами знания в процессе обучения необходимо тоже в виде фреймов;

2) при представлении знаний в виде фреймов учебный материал структурируется определенным образом в специально организованной последовательности (разнообразные таблицы, схемы, графики), что позволяет кратко и наглядно отражать содержание основных разделов и тем дисциплины, логику курса в целом и методику его изложения.

Результаты и обсуждения

Рассмотрим реализацию данного подхода при изучении математики в ВИТИ НИЯУ МИФИ. Опыт организации изучения математики с использованием фреймов, позволил определить наиболее эффективную методику их применения, представленную в таблице 1.

Одним из результатов такой работы можно считать исследовательский интерес студентов к темам математики, а именно, применения знаний в различных сферах деятельности. Иллюстрацией исследовательского интереса к теме ФНП является совместный доклад со студентами по теме «Функции нескольких переменных в атомной энергетике». В процессе подготовки темы был проведен опрос 72 студентов 1-3-х курсов. Результаты опроса показали: знают, что такое ФНП отметили 94% студентов, в каких областях профессиональной деятельности они применяются – 65,3%, но лишь 50% считают, что изучение данной темы необходимо для их профессиональной деятельности [11].

Кроме того, были изучены материалы сборников конференций «Студенческая весна» ВИТИ НИЯУ МИФИ за последние три года и оказалось, что в большинстве выступлений студентов при описании, проведении расчетах и моделировании процессов атомной энергетики применялись формулы с заданными функциями нескольких переменных.

Таблица 1. Составляющие фреймовой технологии [составлено авторами]**Table 1.** Frame technology components [compiled by the authors]

Совместная работа по составлению фреймов			
№	Этапы составления фреймов	Действия преподавателя	Действия студента
1	После изучения первого раздела дисциплины	Фрейм составляется под руководством преподавателя как обобщение темы: выделение главного и алгоритм построения, совместное обсуждение вопросов, которые должны быть отражены во фрейме	Фрейм составляется в соответствии с рекомендациями преподавателя рукописно на одном листе или с использованием компьютерных технологий в удобной форме, а на обороте листа приводятся примеры применения ФНП в атомной отрасли
2	После изучения других разделов	Консультирует студентов	Самостоятельно составляет фрейм
3	По одной из тем, изучаемых по методике «перевернутый класс»	Преподаватель готовит материалы по изучаемой теме для составления фрейма	Студенты изучают самостоятельно тему по материалам, подготовленным преподавателем, создают фрейм и на лекции обсуждают тему по подготовленным фреймам
Использование фреймов в процессе обучения			
1	На практических занятиях по математике	Отработка применения формул при решении задач	
2	Подготовка к экзамену	Систематизация знаний по теме, отраженных во фрейме, помогает осмысленно подготовиться к экзамену	
3	На практических занятиях по профильным дисциплинам	Применение формул для решения профессиональных кейсов, подготовки докладов и написания курсовых работ	

Заключение

В заключении можно сделать вывод о том, что фреймовые технологии и фрейм как средство нейропедагогики при изучении математики является необходимым и эффективным элементом методики преподавания.

Составление фреймов при изучении теоретического материала по математике обеспечивает систематизацию знаний, возможность видеть логические связи между вопросами, темами и разделами изучаемой дисциплины, развитие мышления, в том числе творческого, активизацию познавательной деятельности в целом, сокращение времени на изучение теоретической части курса.

На практических занятиях систематическое обращение к фрейму позволяет хорошо запомнить математические формулы, понять их применение и научиться использовать их при решении задач и при подготовке к экзамену. Кроме того, постоянное обращение к фреймам на практических занятиях по профессиональным дисциплинам, при выполнении расчетов в курсовых, дипломных и конкурсных работах обеспечивает прочность знаний, так необходимо в атомной отрасли для наиболее точного и эффективного математического моделирования в целях обеспечения безопасной работы ядерных установок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Ч. 2 Теория возмущений и медленные нестационарные процессы: Москва: НИЯУ МИФИ, 2013. 152 с. Режим доступа: [Московский инженерно-физический институт](#) (дата обращения: 12.02.2025).

Savander V.I., Uvakin M.A. Physical theory of nuclear reactors. Part 2 Theory of perturbations and slow unsteady processes: Moscow: NRNU MEPhI, 2013. 152 p. (In Russ.). Available at: [Московский инженерно-физический институт](#) (accessed: 12.02.2025).

2. Альбицкая Е.С. Методика количественной оценки культуры безопасности. *Atomnaya tekhnika za rubezhom*. 2018;2:17–33. Режим доступа: https://elbib.biblioatom.ru/text/atomnaya-tehnika-za-rubezhom_2018_v2/p17/ (дата обращения: 01.03.2025).

Albitskaya E.S. Methodology of quantitative assessment of safety culture. *Nuclear technology abroad*. 2018;2: 17–33. (In Russ.). Available at: https://elbib.biblioatom.ru/text/atomnaya-tehnika-za-rubezhom_2018_v2/p17/ (accessed: 01.03.2025).

3. Лыжин А.И., Феоктистов А.В., Шаров А.А. Тренды применения нейротехнологий в образовании. Инновации в профессиональном и профессионально-педагогическом образовании: материалы 27-й Международной научно-практической конференции, Екатеринбург, 19–20 апреля 2022 г. Научный редактор В.А. Федоров. Российский государственный профессионально-педагогический университет. Екатеринбург, 2022. С. 201–204. Режим доступа: https://elibrary.ru/download/elibrary_49758157_72031228.pdf (дата обращения: 03.03.2024).

Lyzhin A.I., Feoktistov A.V., Sharov A.A. Trends in the application of neurotechnologies in education. Innovations in professional and vocational pedagogical education: proceedings of the 27th International Scientific and Practical Conference, Yekaterinburg, April 19–20, 2022. Scientific editor V.A. Fedorov. Russian State Vocational Pedagogical University. Yekaterinburg, 2022. P. 201–204. (In Russ.). Available at: https://elibrary.ru/download/elibrary_49758157_72031228.pdf (accessed: 26.12.2024).

4. Тункун Я. А. Основы нейропедагогики: история, теория и практика Известия Российского государственного педагогического университета имени А.И. Герцена. 2008;33(73/2):203–208. [https://lib.herzen.spb.ru/media/magazines/contents/1/33\(73\)2/tunkun_33_73_2_203_208.pdf](https://lib.herzen.spb.ru/media/magazines/contents/1/33(73)2/tunkun_33_73_2_203_208.pdf) (дата обращения: 26.12.2024).

Tunkun Ya.A. Fundamentals of neuropedagogy: history, theory and practice *Izvestia: Herzen University Journal of Humanities & Sciences*. 2008;33(73/2):203–208. (In Russ.). Available at: [https://lib.herzen.spb.ru/media/magazines/contents/1/33\(73\)2/tunkun_33_73_2_203_208.pdf](https://lib.herzen.spb.ru/media/magazines/contents/1/33(73)2/tunkun_33_73_2_203_208.pdf) (accessed: 26.12.2024).

5. Хуторова М.Н. Становление нейропедагогики как науки. Актуальные вопросы права, образования и психологии: сборник научных трудов. 2022;10:244–248. Режим доступа: https://elibrary.ru/download/elibrary_49835948_56278207.pdf (дата обращения: 26.12.2024).

Khutorova M.N. Formation of neuropedagogy as a science. Current issues of law, education and psychology: a collection of scientific papers. 2022;10:244–248. (In Russ.). Available at: https://elibrary.ru/download/elibrary_49835948_56278207.pdf (accessed: 26.12.2024).

6. Тарасов А. Нейрооткрытия меняют педагогику. Здоровье детей. 2008;3 Режим доступа: <https://zdd.1sept.ru/article.php?id=200800312> (дата обращения: 12.02.2025).

7. Зеер Э.Ф., Сыченко Ю.А., Журавлева Е.В. Нейротехнологии в профессиональном образовании: рефлексия их возможностей. Педагогическое образование в России. 2021;3:8–15. https://doi.org/10.26170/2079-8717_2021_03_01

Zeer E.F., Sychenko Y.A., Zhuravleva E.V. Neurotechnologies in professional education: reflection of their possibilities. *In pedagogical education in Russia*. 2021;3:8–15. https://doi.org/10.26170/2079-8717_2021_03_01

8. Вирановская Е.В. Методы обучения математике. Технологии интенсификации обучения на основе схемных и знаковых моделей учебного материала (В.Ф. Шаталов) Орск: Издательство ОГТИ, 2008. 119 с. Режим доступа: http://elib.osu.ru/bitstream/123456789/8709/1/4064_20140127.pdf (дата обращения: 16.12.2024).

Viranovskaya E.V. Methods of teaching mathematics. Technologies for the intensification of learning based on schematic and symbolic models of educational material (V.F. Shatalov) Orsk: OGTI Publishing House, 2008. 119 p. (In Russ.). Available at: http://elib.osu.ru/bitstream/123456789/8709/1/4064_20140127.pdf (accessed: 26.12.2024).

9. Полицинская Е.В., Лизунков В.Г. Концептуальные основы внедрения нейропедагогики в образовательный процесс вуза. Инженерное образование. 2023;34:17–26. DOI 10.54835/18102883_2023_34_2

Politsinskaya E.V., Lizunkov V.G. Conceptual foundations for introducing neuropedagogy in the university education. *Engineering education*. 2023;34:17–26. DOI 10.54835/18102883_2023_34_2

10. Евдошкина Ю.А., Руденко В.А., Практико-ориентированная технология формирования культуры безопасности выпускников, ориентированных на работу в атомной отрасли. Глобальная ядерная безопасность. 2017;4(25):122–129. Режим доступа: <https://viti-mephi.ru/sites/default/files/pages/docs/gyb.2017.4.pdf> (дата обращения: 12.02.2025).

Evdoshkina Y.A., Rudenko V.A. Pedagogical model of forming safety culture of graduating students oriented to work in atomic industry. *Global nuclear safety*. 2017;4(25):122–129. (In Russ.). Available at: <https://viti-mephi.ru/sites/default/files/pages/docs/gyb.2017.4.pdf> (accessed: 12.02.2025).

11. Иванова Д.Д., Мартыненко Е.Н., Василенко Н.П. Функции нескольких переменных в атомной энергетике. Студенческая научная весна – 2025: сборник тезисов Всероссийской научно-практической молодежной конференции, Волгодонск, 14–18 апреля 2025 г. Москва: НИЯУ МИФИ; Волгодонск: ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2025. С. 367–368. https://viti-mephi.ru/sites/default/files/pages/docs/sbornik_tezisov_snv-2025_2_2.pdf

Ivanova D.D., Martynenko E.N., Vasilenko N.P. Functions of several variables in the nuclear power industry. Student scientific spring – 2025: collection of abstracts of the All-Russian Scientific and Practical Youth Conference, Volgodonk, April 14–18, 2025. Moscow: NRNU MEPhI; Volgodonk: VETI NRNU MEPhI, 2025. P. 367–368. (In Russ.). Available at: https://viti-mephi.ru/sites/default/files/pages/docs/sbornik_tezisov_snv-2025_2_2.pdf (accessed: 26.05.2025).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Василенко Н.П. – изучение теоретических источников по проблематике, разработка материалов исследования, практические разработки по теме, организация совместных со студентами исследований, написание текста статьи;

Шапошникова Н.Ю. – применение и апробация на практических занятиях по математике.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Надежда Петровна Василенко, кандидат педагогических наук, доцент, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-7054-1302>

e-mail: NPVasilenko@mephi.ru

Шапошникова Надежда Юрьевна, преподаватель, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

e-mail: NYShaposhnikova@mephi.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Vasilenko N.P. – studying theoretical sources on the subject, developing research materials, practical developments on the topic, organising joint research with students, writing the text of the article;

Shaposhnikova N.Yu. – application and testing in practical mathematics classes.

FUNDING:

The study has no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Nadezhda P. Vasilenko, Cand.Sci. (Educ.), Associate Professor, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-7054-1302>

e-mail: NPVasilenko@mephi.ru

Nadezhda Yu. Shaposhnikova, Lecturer, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

e-mail: NYShaposhnikova@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 10.03.2025

После доработки / Revision 09.06.2025

Принята к публикации / Accepted 10.06.2025

КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ И
СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ
РАЗВИТИЯ ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
SAFETY CULTURE AND SOCIO-ECONOMIC ASPECTS
DEVELOPMENT OF PLACEMENT TERRITORIES
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-11>

EDN YQFTYE

Оригинальная статья / Original paper



Будущее атомной энергетики в контексте современных
социальных изменений

Е.Л. Локонова¹ ✉, А.В. Железнякова¹ , М.В. Рябышев²

¹Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

²Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ростовская атомная станция», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

✉ ELLokonova@terphi.ru

Аннотация. Атомная энергетика, как один из ключевых источников электроэнергии, продолжает оставаться в центре общественного и научного обсуждения. Объектом данного исследования является атомная энергетика, а предметом – влияние современных социальных изменений на ее развитие. В условиях глобальных вызовов, таких как изменение климата, энергетическая безопасность и переход к устойчивым источникам энергии, атомная энергетика сталкивается с новыми вызовами и возможностями, которые требуют внимательного анализа. Актуальность темы обусловлена тем, что в последние десятилетия наблюдается значительное изменение общественного мнения относительно атомной энергетики. С одной стороны, растущие опасения по поводу ядерной безопасности и воздействия на окружающую среду ставят под сомнение целесообразность использования атомной энергии. С другой стороны, необходимость снижения углеродных выбросов и обеспечения энергетической независимости открывает новые горизонты для атомной энергетики. В этом контексте важно понять, как социальные изменения, такие как рост экологической осведомленности, изменение потребительских предпочтений и развитие новых технологий, влияют на будущее атомной энергетики. Научная новизна заключается в исследовании взаимосвязи между атомной энергетикой и социальными изменениями, что позволяет выявить ключевые факторы, способствующие или препятствующие ее развитию. Это исследование не только расширяет существующие знания в области атомной энергетики, но и предоставляет новые перспективы для ее интеграции в современные энергетические системы. Целью данного исследования является изучение влияния современных социальных изменений на перспективы развития атомной энергетики. Для достижения поставленных целей используются различные методы исследования, включая анализ статистических данных, экспертные интервью, опросы, кейс-стадии и моделирование. Эти методы позволяют глубже понять текущее состояние атомной энергетики, а также выявить социальные изменения, влияющие на отношение к ней.

Ключевые слова: атомная энергетика, атомная электростанция, безопасность, население перспективы АЭС, общественное мнение, взаимодействие с общественностью, ядерная энергетика.

Для цитирования: Локонова Е.Л., Железнякова А.В., Рябышев М.В. Будущее атомной энергетики в контексте современных социальных изменений. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025; 15(2):107–116. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-11>

For citation: Lokonova E.L., Zheleznyakova A.V., Ryabyshev M.V. The future of nuclear energy in the context of modern social changes. *Nuclear Safety*. 2025; 15(2):107–116 (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-11>

The future of nuclear energy in the context of modern social changes

Elena L. Lokonova¹ ✉, Anzhelika V. Zheleznyakova¹ , Mikhail V. Ryabyshev²

¹*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation*

²*«Rostov Nuclear Power Station» the branch of JSC Concern Rosenergoatom, Volgodonsk, Rostov region,
Russian Federation*

✉ ELokonova@mephi.ru

Abstract. Nuclear energy as one of the electricity key sources continues to be at the center of public and scientific discussion. The object of this research is nuclear energy, and the subject is the impact of modern social changes on its development. In the context of global challenges such as climate change, energy security and the transition to sustainable energy sources, the nuclear power industry is facing new challenges and opportunities that require careful analysis. The relevance of the topic is due to the fact that in recent decades there has been a significant change in public opinion regarding nuclear energy. On the one hand, growing concerns about nuclear safety and environmental impacts cast doubt on the feasibility of using nuclear energy. On the other hand, the need to reduce carbon emissions and ensure energy independence opens up new horizons for nuclear energy. In this context it is important to understand how social changes such as increased environmental awareness, changing consumer preferences and the development of new technologies affect the future of nuclear energy. The scientific novelty lies in the study of the relationship between nuclear energy and social change, which makes it possible to identify key factors contributing to or hindering its development. This research not only expands existing knowledge in the field of nuclear energy, but also provides new perspectives for its integration into modern energy systems. The purpose of this research is to study the impact of modern social changes on the prospects for the development of nuclear energy. To achieve these goals, various research methods are used including statistical data analysis, expert interviews, surveys, case studies, and modeling. These methods allow for a deeper understanding of the current state of nuclear energy as well as to identify social changes affecting attitudes towards it.

Keywords: nuclear energy, nuclear power plant, safety, population, prospects of nuclear power plants, public opinion, interaction with the public, nuclear energy

Введение

Атомная энергия занимает важное место в современном мире, играя ключевую роль в обеспечении энергетической безопасности и устойчивого развития. В условиях глобальных изменений климата и растущего спроса на чистую энергию, атомная энергетика становится одним из наиболее эффективных решений для снижения выбросов углерода и перехода к более устойчивым источникам энергии.

Одним из главных преимуществ атомной энергии является ее способность обеспечивать стабильное и надежное энергоснабжение. В отличие от возобновляемых источников, таких как солнечная и ветровая энергия, которые зависят от погодных условий, атомные электростанции могут работать круглосуточно, обеспечивая постоянный поток электроэнергии. Это делает атомную энергетику важным компонентом энергетических систем стран, стремящихся к снижению зависимости от ископаемых видов топлива [1].

Современные технологии в области атомной энергетики также способствуют повышению ее безопасности и эффективности. Разработка новых типов реакторов, таких

как малые модульные реакторы (ММР), позволяет снизить риски, связанные с эксплуатацией ядерных установок. ММР имеют меньшие размеры и мощность, что делает их более гибкими в использовании и упрощает их интеграцию в существующие энергетические системы. Эти реакторы также обладают улучшенными характеристиками безопасности, что делает их привлекательными для стран, стремящихся развивать атомную энергетику.

Важным аспектом является и переработка ядерных отходов. Современные методы переработки позволяют извлекать из радиоактивных отходов ценные материалы, которые могут быть повторно использованы в качестве топлива. Это не только снижает объем отходов, но и делает ядерную энергетику более устойчивой и экологически чистой. Инновационные подходы к переработке отходов также способствуют снижению рисков, связанных с их хранением и утилизацией.

Цифровизация и внедрение новых информационных технологий в ядерной энергетике становятся неотъемлемой частью ее развития. Использование больших данных,

искусственного интеллекта и интернета позволяет значительно повысить эффективность управления ядерными установками. Эти технологии помогают оптимизировать процессы эксплуатации, предсказывать возможные неисправности и обеспечивать высокий уровень безопасности. Цифровизация также способствует улучшению взаимодействия между различными участниками ядерной отрасли, включая государственные органы, научные учреждения и частные компании.

Итак, заявленное исследование направлено на глубокое понимание взаимодействия между атомной энергетикой и современными социальными изменениями, что позволяет выработать рекомендации для адаптации атомной энергетики к новым условиям и потребностям общества. Для достижения целей исследования решаются следующие задачи: во-первых, анализируется текущее состояние атомной энергетики, включая ее экономические, экологические и социальные аспекты; во-вторых, изучаются социальные изменения, такие как изменение общественного мнения, рост экологической осведомленности и технологические инновации, которые могут повлиять на отношение к атомной энергетике; в-третьих, проводится оценка перспективы развития атомной энер-

гетики в новом социальном контексте, учитывая как положительные, так и отрицательные факторы. Ведь различные сценарии развития атомной энергетики в контексте современных социальных изменений демонстрируют как возможности, так и вызовы. Атомная энергетика имеет потенциал стать важным инструментом в решении глобальных энергетических и экологических проблем, однако для этого необходимо учитывать социальные тренды и потребности общества. Важно своевременно продолжать исследования и разработки в области ядерных технологий, а также активно вовлекать общественность в обсуждение вопросов, связанных с атомной энергетикой. Только так можно обеспечить устойчивое и безопасное будущее для атомной отрасли и всего человечества.

Как уже отмечалось, энергия является основным ресурсом для развития человечества. Развитие энергетических ресурсов связано с прогрессом общества и технологий, что улучшает качество жизни, но одновременно увеличивает воздействие на окружающую среду [2]. Увеличение потребностей человека прямо пропорционально увеличению мировых объемов энергетического производства по всему миру (рис. 1).

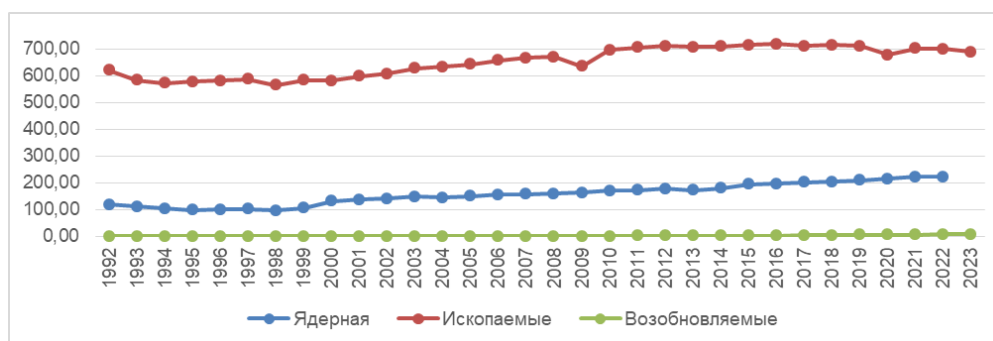


Рисунок 1. Количество потребляемой миром энергии
Figure 1. Amount of energy the world consumes

Атомная энергетика является неотъемлемой частью российской энергетики и составляет 16–19 % от общей добычи энергии в стране на период с 2000 по 2023 годы. Проектирование и строительство новых АЭС происходит на основании одобренной Правительством России в 1994 г. энергетической стратегии. В ней было предусмотре-

но обеспечение замены выбывающих мощностей за счет строительства энергоблоков следующего поколения с повышенной безопасностью. На рисунке 2 показаны статистические данные по количеству производимой атомной энергии в России [3]. Наблюдается заметный спад производства электроэнергии с помощью мирного атома.

Он приходится на время после аварии, произошедшей в Чернобыле. В период с 2000 по 2010 гг. в атомной отрасли происходит заметное увеличение роли атомной индустрии в развитии России относительно предыдущих лет [3]. Однако и в последние годы, в связи со специальной военной операцией и ситуацией вокруг Запорожской АЭС, вновь отмечается снижение выработки электроэнергии атомными станциями, что связано как с геополитической напряженностью, так и с временными ограничениями в работе некоторых объектов. Повышение безопасности действующих атомных станций за последние годы обеспечивается путем переработки автоматизированных систем управления, планированием действий при авариях, более серьезным отношением к неисправности оборудования и конструированием систем дополнительного контроля безопасности [4].

Безопасность атомной энергетики является одной из самых обсуждаемых тем в со-

временном обществе. С развитием технологий, увеличением числа атомных электростанций (АЭС) растет факт необходимости обеспечения надежной защитой АЭС как от внутренних, так и от внешних угроз. Атомная энергетика, несмотря на свои преимущества, такие как низкие выбросы углерода и высокая эффективность, несет в себе риски, которые требуют тщательного управления и контроля.

Одним из ключевых аспектов безопасности является проектирование и эксплуатация современных реакторов. Современные АЭС строятся с учетом самых высоких стандартов безопасности, включая пассивные системы охлаждения, которые могут функционировать без электричества, и защитные конструкции, способные выдерживать сильные землетрясения и другие природные катастрофы.

На рисунке 3 представлены поколения реакторов в процессе совершенствования.

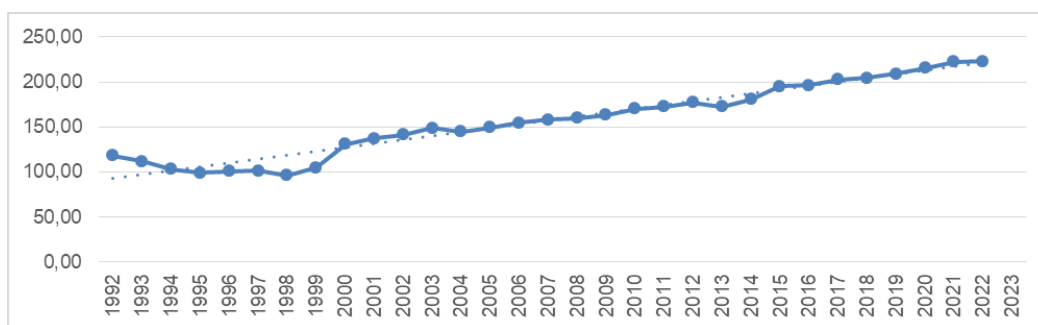


Рисунок 2. Количество энергии, произведенной Российскими АЭС ежегодно в млрд кВт*ч
Figure 2. Amount of energy produced by Russian NPPs annually in bldr kWh

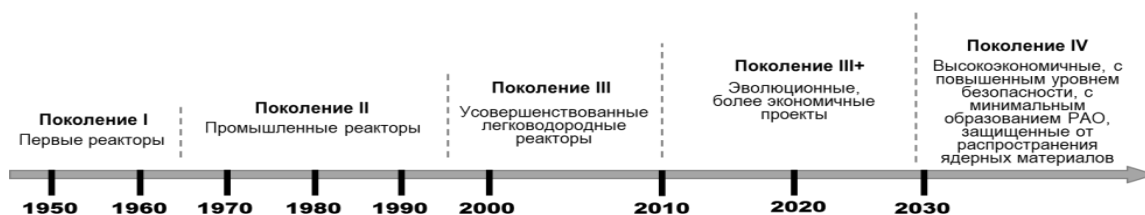


Рисунок 3. Поколения реакторов
Figure 3. Reactor generations

Первое поколение – опытные образцы энергетических реакторов. В начале атомной эры разрабатывались ядерные установки с различными видами теплоносителей. Пример: промышленные уран-графитовые реакторы, ВВЭР-440/230 и др. Продолжительность работы 30–40 лет.

Второе поколение – класс энергетических реакторов, созданных до конца 1990-ых. Примерами являются реакторы ВВЭР-440/213, РБМК-600. Реакторы имеют улучшенную систему безопасности, продолжительность работы 60 лет.

Третье поколение – имеет улучшенную

топливную технологию, более высокую тепловую эффективность, пассивную систему безопасности и меньшие эксплуатационные расходы. Продолжительность работы 80 лет. Примером является ВВЭР-1200. Поколение 3+ является более усовершенствованным с экономической точки зрения и систем безопасности.

Четвертое поколение – это реакторы нового дизайна. Их преимущества: РАО радиоактивны в течение нескольких столетий, а не тысячелетий; присутствует весьма высокий энергетический выход; способность потреблять ядерные отходы с одновременным производством электричества; повышенный уровень безопасности [3,4].

Однако, как показали трагедии на Чернобыльской и Фукусимской АЭС, даже самые надежные системы могут дать сбой в условиях чрезвычайных ситуаций. Поэтому важным направлением работы является постоянное совершенствование технологий и методов управления рисками.

Обучение персонала также играет критическую роль в обеспечении безопасности. Операторы АЭС должны проходить регулярные тренинги и учения, чтобы быть готовыми к любым непредвиденным ситуациям. Кроме того, необходимо создать культуру безопасности, где каждый сотрудник будет осознавать свою ответственность за предотвращение аварий и готовность к реагированию на них. Это включает в себя не только технические навыки, но и умение работать в команде, принимать быстрые решения и сообщать о любых подозрительных ситуациях.

Внешние угрозы, такие как терроризм или кибератаки, также представляют собой серьезную опасность для атомной энергетики. Защита АЭС от таких угроз требует комплексного подхода, включающего физическую охрану объектов, мониторинг окружающей среды и кибербезопасность. Важно, чтобы системы безопасности были интегрированы и работали в унисон, обеспечивая надежную защиту от различных видов атак.

Международное сотрудничество в области ядерной безопасности также является важным аспектом. Обмен знаниями и опытом между странами позволяет улучшить

стандарты безопасности и управления отходами. Международные организации, такие как Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ), играют ключевую роль в разработке рекомендаций и стандартов, а также в проведении инспекций и оценок безопасности на АЭС по всему миру [5].

Общественное восприятие атомной энергетики и ее безопасности также имеет большое значение. Негативные ассоциации, связанные с авариями, могут приводить к сопротивлению строительству новых АЭС и продлению сроков эксплуатации существующих. Поэтому важно вести открытый диалог с обществом, информировать население о мерах безопасности и преимуществах атомной энергетики, а также о том, как минимизируются риски [6].

П.А. Водопьянов в своих научных исследованиях анализирует комплекс глобальных проблем, к числу которых относятся изменение климатических условий, сокращение биологического разнообразия, экспоненциальный рост численности населения, недостаток природных ресурсов и жизненного пространства, а также загрязнение окружающей среды. Автор отмечает, что эти факторы представляют собой серьезные угрозы для ближайшего будущего человечества и требуют незамедлительных действий. Намечая пути нового вектора, включающего в себя устойчивое развитие, инновационные технологии и международное сотрудничество для решения этих проблем, П.А. Водопьянов подчеркивает, что безопасность в контексте данных вызовов становится ключевым аспектом, так как она охватывает не только физическую защиту ресурсов, но и социальные, экономические и экологические аспекты, которые должны быть интегрированы в стратегию управления для обеспечения благополучия будущих поколений [7].

Таким образом, безопасность атомной энергетики требует комплексного подхода, включающего современные технологии, обучение персонала, защиту от внешних угроз и активное сотрудничество на международном уровне. Только через совместные усилия всех заинтересованных сторон можно обеспечить надежную и безопасную экс-

плутацию атомных электростанций, что в свою очередь позволит атомной энергетике занять достойное место в энергетическом балансе будущего.

Безопасность атомной станции – важнейший фактор для защиты как персонала, так и окружающей среды от ионизирующего излучения, как штатном режиме, так и аварийном. Системы безопасности совершенствуются вместе с технологиями отрасли. Происшествия на АЭС, спровоцировали все страны на пересмотр норм обеспечения безопасности. Краткая информация о проблемах функционирования АЭС и принятых дальнейших мерах по предотвращению чрезвычайных происшествий представлена в таблице 1.

Тяжелая политическая обстановка, сложившаяся вокруг Запорожской АЭС, первой в истории АЭС, оказавшейся в зоне активных боевых действий, показала необходимость разработки дополнительных защитных мер не только против технических сбоев, но и внешних угроз, включая военные действия.

Следует отметить, что ГК «Росатом» реализует множество программ для повышения безопасности ядерных объектов. В частности, на РоАЭС реализуются следующие мероприятия, представленные в таблице 2. Именно такой подход со стороны РоАЭС формирует позитивное отношение к атомной отрасли, что в свою очередь благоприятно сказывается на ее развитии.

Таблица 1. Характеристики аварий на АЭС

Table 1. Characteristics of accidents at nuclear power plants

Объект	Причины аварии	Последующие меры
Три-Майл- Айленд	Нарушение теплоотвода от ТВЭЛов	Улучшения: пульта управления, подготовки операторов. Составлены планы для быстрого оповещения населения.
Чернобыльская АЭС	Нарушение управления цепной реакцией	Изменения в существующих норм, правил, законов, модернизация реакторов с точки зрения безопасности.
Фукусима	Нарушение теплоотвода от ТВЭЛов	Улучшение подготовки операторов. Более ответственный подход Японии к атомной энергетике.
Запорожская АЭС	Расположение АЭС в зоне боевых действий	Усиление охраны, дублирование систем, улучшение подготовки персонала.

Таблица 2. Программы ГК «Росатом», проводимые на РоАЭС

Table 2. Rosatom State Corporation programs conducted at the Rostov NPP

Программа	Мероприятия	Содержание
Программа ядерной и радиационной безопасности	Контроль радиационной обстановки	Мониторинг уровня радиации на объектах и в окружающей среде, предотвращение утечек.
	Модернизация защитных систем	Установка новых барьеров безопасности, систем аварийного охлаждения и управления.
	Обучение персонала	Проведение тренингов по радиационной защите и действиям в аварийных ситуациях.
Программа физической защиты ядерных материалов	Укрепление периметров объектов	Установка современных систем видеонаблюдения, датчиков движения и контроля доступа.
	Кибербезопасность	Защита цифровых систем АЭС от хакерских атак, внедрение криптографических методов.
	Проверка персонала	Регулярный контроль сотрудников на благонадежность, предотвращение инсайдерских угроз.
Программа экологической безопасности	Утилизация радиоактивных отходов	Разработка и внедрение технологий переработки и захоронения отходов.
	Реабилитация загрязненных территорий	Очистка почвы и воды в зонах с повышенным радиационным фоном.
Программа аварийного реагирования	Создание мобильных бригад	Формирование групп быстрого реагирования для ликвидации аварийных ситуаций.
	Учения и тренировки	Проведение регулярных учений по отработке действий при ЧС на атомных объектах.
Программа международного сотрудничества в области безопасности	Обмен опытом с зарубежными странами	Участие в совместных проектах, конференциях и программах по ядерной безопасности (МАГАТЭ).

В ходе исследования влияния современных социальных изменений на развитие атомной энергетики, было проведено социологическое исследование по вопросу отношения жителей г. Волгодонска к деятельности РоАЭС в целом. Цель данного социологического исследования – анализ взаимосвязи между атомной энергетикой (на примере РоАЭС) и социальными трендами, а также оценка перспектив ее развития в новом социальном контексте. Данное исследование позволило глубже понять, как меняющиеся общественные настроения, восприятие экологических рисков и потребности населения влияют на атомную энергетику, а также выявить ключевые факторы, способствующие ее адаптации к современным условиям.

В опросе приняли участие 450 респондентов в возрасте от 16 до 51 года и старше, жителей г. Волгодонска. Мужчин – 53,3 %, женщин – 46,7 %. Уровень образования респондентов, принявших участие в опросе, составил следующую процентную градацию: респонденты с высшим образованием – 46,7 %; со средним общим профессиональным образованием респондентов – 22,5 %; со средним общим образованием приняли участие 21,7 % и основное общее образование имеют 9,2 % опрошенных респондентов.

На вопрос, какой вид производимой энергии должен превалировать в энергетической системе России 57,5 % опрошенных респондентов ответили, что ядерная энергия должна быть первой; на втором месте – 34,2 % – возобновляемая энергия и на третьем месте – 8,3 % было отдано ископаемым ресурсам.

Общественное мнение, которое было представлено в ответах на вопрос «следует ли России расширять или сокращать атомный сектор энергетики» показало следующие результаты: определенно расширять отмечают 60 % опрошенных, скорее расширять – 25 %, оставить на том же уровне согласны 11,7 %. Эти данные опроса определяют позитивный настрой наших граждан в отношении дальнейшего развития атомной энергетики на фоне европейских отказов в расширении атомной отрасли. Причем, следует отметить, что граждане г. Волгодонска считают, что атомная энергия в наши дни – это «в большей

степени безопасно». Именно такие результаты, то есть 47,5 % опрошенных респондентов подтверждают «определенную безопасность» атомной энергии, 38,3 % считают, что атомная энергия «скорее безопасна».

Наиболее важным основанием для стабильности развития в современном контексте социальных изменений любой отрасли промышленности, и в частности атомной, является понимание рисков. Ответы на вопрос о причинах (факторах) опасности АЭС показали следующие результаты, представленные на рисунке 4. Следует отметить, что политическая обстановка, складывающаяся в зоне активных боевых действий повлияла и на общественное мнение в ответе на вышеуказанный вопрос. 65 % опрошенных граждан г. Волгодонска считают, что причина опасности АЭС в том, что АЭС – приоритетная цель для атаки противника. 60 % опрошенных считают, что человеческий фактор в работе станций является фактором, который может послужить причиной опасности на АЭС. 35 % считают, что причина опасности АЭС – это радиационное загрязнение.

Следует отметить, что изучение общественного мнения, восприятия рисков, а также информированности населения о преимуществах и недостатках атомной энергетики – это все те параметры, которые необходимы в исследовании социальных изменений, оказывающих влияние на отношение общества к атомной энергетике в целом. Поэтому ответы на вопрос: «какими источниками пользуется респондент при получении информации о состоянии, процессах, функционировании АЭС» (рис. 5) являются актуальными в представлении информированности о деятельности РоАЭС и в определении будущего атомной энергетики в контексте современных социальных изменений в вопросах формирования общественного мнения в целом. 57,5 % опрошенных утверждают, что СМИ – это главный источник их информированности, 46,7 % – коллеги, друзья, знакомые. 45 % опрошенных респондентов отдают предпочтение информированности через социальные сети, а 35,8 % – официальным сайтам Атомной отрасли.

9. В чем, на Ваш взгляд, причина (факторы) опасности АЭС? (Выберите не менее 1 варианта)

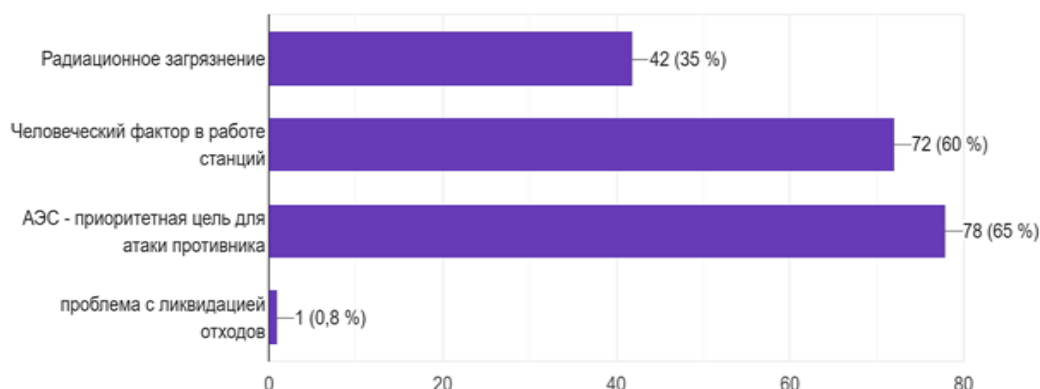


Рисунок 4. Причина (факторы) опасности АЭС
Figure 4. Cause (factors) of NPP hazard

10. Какими источниками Вы пользуетесь при получении информации о состоянии, процессах, функционировании АЭС? (Выберите не менее 1 варианта)

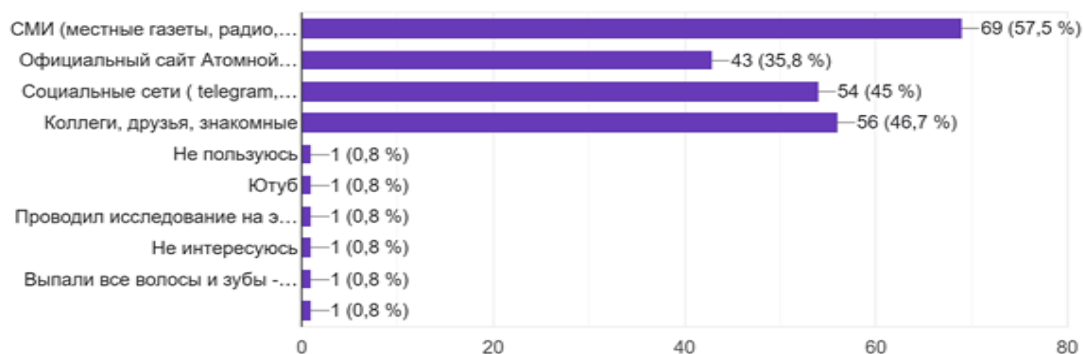


Рисунок 5. Источники информации о состоянии, процессах, функционировании АЭС для граждан
Figure 5. Data sources on the NPP status, processes and functioning for citizens

Результаты и выводы

В процессе проведенного исследования были использованы различные методы, включая анализ статистических данных, опросы и моделирование. Анализ статистических данных позволил получить объективные показатели текущего состояния атомной энергетики и выявить основные тренды. Опросы среди населения позволили оценить уровень информированности и отношение к атомной энергетике в разных социальных группах.

В ходе исследования были сделаны несколько ключевых выводов. Во-первых, атомная энергетика продолжает оставаться важным элементом энергетического баланса,

обеспечивая стабильное и надежное производство электроэнергии. Однако для ее дальнейшего развития необходимо учитывать изменяющиеся социальные тренды и потребности общества. В частности, растущее внимание к вопросам экологии и устойчивого развития требует от атомной энергетики более активного внедрения технологий, направленных на снижение экологических рисков и управление ядерными отходами.

Во-вторых, общественное восприятие атомной энергетики играет значительную роль в ее развитии. Негативные ассоциации, связанные с авариями и экологическими рисками, могут привести к снижению дове-

рия со стороны населения и, как следствие, к уменьшению инвестиций в сектор. Поэтому важно активно работать над информированием общества о преимуществах атомной энергетики, а также о современных технологиях, которые значительно повышают уровень безопасности и эффективности.

В-третьих, атомная энергетика сталкивается с растущей конкуренцией со стороны возобновляемых источников энергии, таких как солнечная и ветровая энергетика. Это требует от атомной энергетики поиска новых путей повышения своей экономической эффективности. Внедрение новых технологий, таких как малые модульные реакторы, может стать одним из решений, позволяющим атомной энергетике оставаться конкурентоспособной на фоне растущего интереса к возобновляемым источникам.

Также следует отметить, что управление ядерными отходами остается одной из ключевых проблем, требующих решения. Обеспечение безопасного хранения и утилизации радиоактивных отходов требует значительных финансовых и ресурсных затрат, что может негативно сказаться на экономической эффективности атомной энергетики.

Поэтому развитие технологий по утилизации ядерных отходов и повышение уровня безопасности являются важными направлениями для улучшения общественного восприятия атомной энергетики.

В заключении хотелось бы отметить, что результаты проведенного исследования подчеркивают необходимость адаптации атомной энергетики к современным социальным изменениям и вызовам. В условиях изменения глобального энергетического ландшафта, атомная энергетика должна продолжать развиваться, внедряя новые технологии и подходы, чтобы эффективно конкурировать с другими источниками энергии и вносить свой вклад в устойчивое развитие. Атомная энергетика имеет потенциал для дальнейшего роста, однако для этого необходимо учитывать мнение общества, развивать технологии и обеспечивать безопасность на всех этапах – от строительства до эксплуатации и утилизации отходов. Таким образом, исследование не только подтвердило важность атомной энергетики в современном мире, но и обозначило ключевые направления для ее дальнейшего развития в контексте социальных изменений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Басиров М. Б. Развитие мирового топливно-энергетического комплекса в условиях четвертого энергетического перехода. *Инновационная экономика: информация, аналитика, прогнозы*. 2024;4:29–35. <https://doi.org/10.47576/2949-1894.2024.4.4.003>.

Basirov M. B. The development of the global fuel and energy complex in the context of the Fourth Energy Transition. *Innovative economy: information, analytics, forecasts*. 2024;4:29–3. (In Russ.). <https://doi.org/10.47576/2949-1894.2024.4.4.003>

2. Карелина О.А., Логутов К.Д., Садовский А.А. Многоуровневая система критериев для оценки различных видов энергетики региона. *Известия высших учебных заведений. Физика*. 2018;12-2(732):30–35. Режим доступа: <https://www.litres.ru/book/raznoe-4340152/mnogourovnevaya-sistema-monitoringa-effektivnosti-innovacio-50854415/?ysclid=mc0qo5ci3t624236485> (дата обращения: 06.05.2025).

Karelina O.A., Logutov K.D., Sadovsky A.A. A multilevel system of criteria for assessing various types of energy in the region. *News of higher educational institutions. Physics*. 2018;12-2(732):30–35. (In Russ.). Available at: <https://www.litres.ru/book/raznoe-4340152/mnogourovnevaya-sistema-monitoringa-effektivnosti-innovacio-50854415/?ysclid=mc0qo5ci3t624236485> (accessed: 06.05.2025).

3. Логутов К.Д., Негреев А.И., Садовский А.А. Формирование преемственности атомной энергии через обеспечение безопасности ядерных реакторов : *Сборник научных трудов Всероссийской конференции «Инновационные ядерные технологии»*, Снежинск, 22–23 декабря 2020 года. 2020;219–222. Режим доступа: [Логутов-К.Д.-Негреев-А.И.-Садовский-А.А..pdf](#) (дата обращения: 06.05.2025).

Logutov K.D., Negreev A.I., Sadovsky A.A. Formation of the continuity of atomic energy through ensuring the safety of nuclear reactors : *Proceedings of the All-Russian Conference «Innovative Nuclear Technologies»*, Snezhinsk, December 22-23, 2020. 2020;219–222. (In Russ.). Available at: [Логутов-К.Д.-Негреев-А.И.-Садовский-А.А..pdf](#) (accessed: 06.05.2025).

4. Яковлев Р.М., Обухова И.А. На пути к безопасной атомной энергетике. *Биосфера*. 2021;13(3):120–137. doi:10.24855/BIOSFERA.V912.354

Yakovlev R.M., Obukhova I.A. On the way to safe nuclear energy. *The biosphere*. 2021;13(3):120–137. (In Russ.). doi 10.24855/BIOSFERA.V912.354

5. Меренков А.В., Дронишинец Н.П. Взаимодействие общественностью как условие развития ядерной энергетики. *Социодинамика*. 2022;12. <https://doi.org/10.25136/2409-7144.2022.12.39520>

Merenkov A.V., Dronishinets N.P. Public interaction as a condition for the development of nuclear energy. *Sociodynamics*. 2022;12. (In Russ.). <https://doi.org/10.25136/2409-7144.2022.12.39520>

6. Степченко Т.С., Аспекты восприятия общественностью процессов развития атомной энергетики (на примере «РосАЭС»). *Практический маркетинг*. 2014;7(209):35–40. Режим доступа: https://bci-marketing.ru/pm14_07/pm14_07_35.pdf?ysclid=mc0r0y1i2305366036 (дата обращения: 14.05.2025).

Stepchenko T.S., Aspects of public perception of nuclear energy development processes (on the example of ROPP). *Practical marketing*. 2014;7(209):35–40. (In Russ.). Available at: https://bci-marketing.ru/pm14_07/pm14_07_35.pdf?ysclid=mc0r0y1i2305366036 (accessed: 14.05.2025).

7. Водопьянов П.А. Безопасное будущее на пути реализации достаточного развития. Труды БГТУ. Сер. 6, История, философия. 2021;1(245):116–121. <https://doi.org/10.52065/2520-6885-2021-245-1-116-121>

Vodopyanov P. A. A secure future on the way to achieving sufficient development. Proceedings of BSTU. Series 6, History, philosophy. 2021;1(245):116–121. (In Russ.). <https://doi.org/10.52065/2520-6885-2021-245-1-116-121>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Локонова Е.Л. – изучение теоретических источников по проблематике изучаемой проблемы для формирования методического аппарата анализа и оценки предметной области исследования, написание текста статьи, вычитка работы;

Железнякова А.В. – концепция и качественная разработка исследования, внесение корректив и уточнений в работу;

Рябышев М.В. – предоставление материалов по исследуемой проблеме, консультирование.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Lokonova E.L. – study of theoretical sources on the problems of the studied problem for the formation of a methodological apparatus for the analysis and evaluation of the subject area of research, writing the text of the article, proofreading the work.

Zheleznyakova A.V. – the concept and qualitative development of the study, making adjustments and clarifications to the work;

Ryabyshev M.V. – provision of materials on the problem under study, consulting.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

FUNDING:

The study had no external funding.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

CONFLICT OF INTEREST:

There is no conflict of interest.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Елена Леонидовна Локонова, кандидат философских наук, доцент, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

e-mail: ELLokonova@mephi.ru

Анжелика Викторовна Железнякова, кандидат социологических наук, доцент, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0003-3511-2734>

e-mail: AVZheleznyakova@mephi.ru

Рябышев Михаил Васильевич, заместитель директора по управлению персоналом, Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ростовская атомная станция», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Elena L. Lokonova, Cand. Sci. (Philos.), Associate Professor, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov Region, Russian Federation.

e-mail: ELLokonova@mephi.ru

Anzhelika V. Zheleznyakova, Cand. Sci. (Socio.), Associate Professor, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov Region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0003-3511-2734>

e-mail: AVZheleznyakova@mephi.ru

Mikhail V. Ryabyshev, Deputy Director of Human Resources Management, «Rostov Nuclear Power Station» the branch of JSC Concern Rosenergoatom, Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation.

Поступила в редакцию / Received 11.04.2025

После доработки / Revision 22.05.2025

Принята к публикации / Accepted 27.05.2025

Поздравляем юбиляра!



19 июля 2025 года отмечает свое 70-летие член редакционной коллегии журнала «Глобальная ядерная безопасность», автор множества статей, доктор физико-математических наук, профессор, заведующий кафедрой физико-математических дисциплин Волгодонского инженерно-технического института НИЯУ МИФИ Виктор Иванович Ратушный.

Окончив Ростовский государственный университет в 1977 году, В.И. Ратушный прошел славный путь от инженера центральной лаборатории неразрушающих методов контроля ПО «Атоммаш» до декана энергомашиностроительного факультета, заведующего кафедрой микроэлектроники, а в дальнейшем кафедрой физики одного из ведущих инженерных вузов юга России.

На протяжении 48-летней профессиональной биографии В.И. Ратушный успешно трудился в должности инженера, а впоследствии конструктора на заводе «Атоммаш», ассистентом и старшим преподавателем кафедры физики, доцентом, профессором кафедры микроэлектроники.

Ратушный В.И. в 1989 году защитил кандидатскую диссертацию, в 2004 году – докторскую диссертацию. В течение 15 лет возглавляет кафедру физики, а впоследствии кафедру физико-математических дисциплин Волгодонского инженерно-технического института в составе Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ».

В.И. Ратушный активно участвует в обеспечении высокого уровня, качества и эффективности образовательной, научной, инновационной, социальной деятельности; популяризации атомной энергетики и физики в молодежных кругах, стратегическом сотрудничестве с предприятиями и партнерами по подготовке специалистов по заказам работодателей, внедряя в образовательный процесс инновационные образовательные технологии, например, такие, как видеоинструкции для подготовки и выполнения лабораторных работ по общей физике.

В.И. Ратушный являлся организатором и директором государственного научно-исследовательского института «Материаловедение и энергетические технологии», а также руководителем госбюджетных НИР и хозяйственных работ с ФТИ им. А.Ф. Иоффе АН РФ

(г. Санкт-Петербург), СПбГЭТУ им. А.У. Попова (г. Санкт-Петербург), ГУП «Гиредмет» (г. Москва), Институтом электроники Национальной академии Беларуси (г. Минск).

Под руководством Ратушного В.И. ведутся разработки полупроводниковых гетероструктур многокомпонентных твердых растворов соединений A^3B^5 , фотопреобразователей, СВЧ-диодов с барьером Шоттки, термофотовольтерических преобразователей на основе твердых растворов соединений A^3B^5 .

Под его руководством подготовлены кадры высшей научной квалификации – 4 кандидата технических наук. Также под его руководством, согласно договору с ФТИ им. А.Ф. Иоффе, обеспечена длительная научная стажировка 10 аспирантов в лабораториях, подчиненных академику-лауреату Нобелевской премии Алферову Жоресу Ивановичу.

Ратушный В.И. представлял научные доклады на международных конференциях в России, Японии, Германии, Турции. Имеет 2 рецензируемые монографии, цитируемые публикации в ведущих научных журналах, входящих в перечень ведущих рецензируемых научных журналов и изданий, рекомендованных ВАК и индексируемых в базе Scopus и Web of Science. В.И. Ратушным опубликовано более 200 научных и учебно-методических работ.

Помимо преподавательской деятельности, Ратушный В.И. ведет активную работу по привлечению в атомную отрасль талантливой молодежи: участвует в профориентационной деятельности ВИТИ НИЯУ МИФИ, ориентируя старшеклассников на выбор инженерной профессии. Виктор Иванович является организатором ежегодно проводимой акции городского уровня «Физический марафон».

Под руководством Ратушного В.И. в Атомном технопарке ВИТИ НИЯУ МИФИ был организован, оснащен и осуществлен пусконаладочный процесс по вводу в эксплуатацию естественно-научного полигона, который стал действенным центром профориентационной работы и популяризации атомной энергетики среди школьников региона.

В.И. Ратушный организовал и руководит работой студенческого общества естествоиспытателей, студенты которого занимаются масштабной популяризацией физики в городе Волгодонске и донском регионе.

Заслуги В.И. Ратушного перед обществом и государством оценены по достоинству. Виктор Иванович – Почетный работник высшего профессионального образования Российской Федерации. Он награжден юбилейной медалью «70 лет атомной отрасли России», неоднократно отмечен почетными грамотами и благодарственными письмами ректора НИЯУ МИФИ, главы Администрации г. Волгодонска и председателя Волгодонской городской думы. Он также имеет: благодарственное письмо генерального директора АО «Атомэнергомаш Росатом», диплом победителя конкурса именных корпоративных грантов АО «Концерн Росэнергоатом», Ростовской АЭС, грамоту финалиста конкурса «Человек года» НИЯУ МИФИ 2023 года в номинации «Душа Атланта».

Ратушный В.И. зарекомендовал себя как специалист высокого уровня. В нем сочетаются твердость и инициативность с одной стороны и легкость и душевность – с другой. Его уважают коллеги, почитают студенты, любят друзья и близкие.

Коллектив редакции журнала поздравляет Виктора Ивановича с юбилеем и желает крепкого здоровья на долгие годы, счастья, благополучия и новых профессиональных успехов и достижений!

АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

Бакланов М.М.	36
Бурдаков С. М.	36
Ванина Е.А.	64
Василенко Н.П.	100
Внуков Р.А.	56
Волков Ю.Н.	24
Дорошенко А.В.	76
Железнякова А.В.	107
Журавлева В.Е.	12
Заболотный В.И.	76
Заболотный И.В.	76
Зайкин И.И.	5
Заяров Ю.В.	36
Иванов М.Е.	64
Колесов В.В.	56
Костерев В.В.	12
Кулев Д.Х.	76
Кускеев И.Ш.	46
Лапин А.С.	24
Лебедева Е.А.	46
Локонова Е.Л.	107
Мамаев Ю.А.	87
Поваров В.П.	76
Росновский В.С.	76
Росновский С.В.	76
Рябышев М.В.	107
Рясний С.И.	5
Семишин В.В.	46
Сивенков А.Г.	12
Синятникова С.С.	36
Столотнюк Я.Д.	46
Субботин С.А.	24
Харитонов В.В.	87
Цовьянов А.Г.	12
Чегонов Н.В.	64
Чернышов Д.В.	76
Шапошникова Н.Ю.	100
Шилков В.В.	64

AUTHOR INDEX

Zaykin I.I.	5
Baklanov M.M.	36
Burdakov S.M.	36
Chegonov N.V.	64
Chernishev D.V.	76
Doroshenko A.V.	76
Ivanov M.E.	64
Kharitonov V.V.	87
Kolesov V.V.	56
Kosterev V.V.	12
Kulev D.X.	76
Kuskeev I.Sh.	46
Lapin A.S.	24
Lebedeva E.A.	46
Lokonova E.L.	107
Mamaev Yu.A.	87
Povarov V.P.,	76
Rosnovsky S.V.	76
Rosnovsky V.S.	76
Ryabyshev M.V.	107
Ryasny S.I.	5
Semishin V.V.	46
Shaposhnikova N.Yu.	100
Shilkov V.V.	64
Sinyatnikova S.S.	36
Sivenkov A.G.	12
Stolotnyuk Ya.D.	46
Subbotin S.A.	24
Tsovyarov A.G.	12
Vanina E.A.	64
Vasilenko N.P.	100
Vnukov R.A.	56
Volkov Yu.N.	24
Zabolotniy I.V.	76
Zabolotniy V.I.	76
Zayarov Yu.V.	36
Zheleznyakova A.V.	107
Zhuravleva V.E.	12

ПРАВИЛА ДЛЯ АВТОРОВ

Полный текст статьи для опубликования должен быть оригинальным – не более 20% заимствований, сопровождаться экспертным заключением о возможности опубликования в открытой печати, соответствовать приведенным ниже правилам оформления.

В одном файле помещается одна статья, частями которой являются:

- название на русском и английском языках;
- инициалы и фамилия авторов на русском и английском языках;
- аффилиация каждого автора на русском и английском языках;
- структурированная по IMRAD аннотация (200-270 слов) на русском и английском языках;
- ключевые слова (не менее 10-и речевых единиц) на русском и английском языках;
- текст статьи;
- объединенный Список литературы / References (см. пример оформления);
- вклад в представленную научную работу каждого автора;
- сведения об авторах (для каждого автора – Фамилия Имя Отчество, место/а работы, должность/и, ученая степень, звание, электронный адрес, индекс ORCID (<http://orcid.org>), телефон контактного автора) на русском и английском языках.

Статья должна быть структурирована: введение (актуальность темы; обзор проблемы; цель работы); методология (теория вопроса; подробное изложение методики проведения опытов; описание материалов и методов анализа; статистическая обработка); результаты и их обсуждение; заключение (выводы). Цель и ключевые результаты работы должны быть понятно представлены в аннотации и тексте статьи, научная новизна работы обоснована во введении со ссылкой на источники, опубликованные в научных рецензируемых изданиях (в том числе зарубежных) последних нескольких лет. Для статей производственного характера достаточно описать цель работы и полученные результаты.

Для записи формул рекомендуется применять редактор Equation 3.0. Все формулы выравниваются по центру страницы, нумеруются в круглых скобках по правому краю и упоминаться в тексте статьи непосредственно перед самими формулами.

Включение таблиц в статью должно быть целесообразным, сопровождаться нумерацией, заголовками на русском и английском языках (10 пт) и ссылками в тексте непосредственно перед самими таблицами.

Рисунки должны быть четкими, с нумерацией, подписями на русском и английском языках (10 пт), иметь ссылки в тексте и сопровождаться обоснованиями и выводами.

Статья оформляется в Microsoft Office 97-2003 Word 7.0 через 1 интервал, шрифтом Times New Roman, размером 12 пт, без знаков принудительного переноса и дополнительных пробелов. Поля со всех сторон – 2 см. Желательный объем статьи – не более 15 страниц машинописного текста, включая таблицы и рисунки (не более 10-и), список литературы (количество источников определяется автором исходя из поставленной научно-исследовательской цели). Если в тексте менее 2700 знаков, статья может быть отклонена экспертами.

С целью повышения качества и объективности публикаций авторы призваны отражать в статьях передовой научный опыт России, стран СНГ и дальнего зарубежья по рассматриваемой проблематике. Объединенный список литературы / References приводится в конце статьи в порядке упоминания в тексте и оформляется в стиле Vancouver, но без сокращения названий журналов. Ссылки на иностранные источники даются на языке оригинала. Не включаются в список литературы источники, которые никогда не будут проиндексированы в базах данных цитирования: ГОСТы, нормативные и законодательные акты, внутренние документы предприятий (доклады, отчеты, протоколы и т.д.), официальные сайты организаций, словари, справочники, учебники и т.д. Такие источники цитируются непосредственно в тексте или в постраничных сносках согласно ГОСТ Р 7.0.5-2008 <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=193511> с указанием выходных данных и режима доступа, по которым их можно найти в Интернете. Доклады конференций могут быть включены в список литературы, если они доступны в Интернете, при этом указывается режим доступа и дата обращения.

Для соблюдения правил слепого рецензирования необходимо создать копию файла со статьей, удалить персональные данные, содержащиеся в тексте файла и его свойствах (в тексте статьи удалить имена авторов и наименования их мест работы, ссылки на работы авторов в списке литературы заменить на «Автор, год», информацию об авторах следует удалить из свойств документа), сохранить в формате pdf с названием «На рецензирование_Название/начало названия статьи...».

Для принятия статьи в номер журнала необходимо загрузить файл со статьей в формате Word на платформе elpub – <https://glonucsec.elpub.ru> – и предоставить следующие материалы по электронной почте oniviti@mephi.ru:

- согласие на обработку персональных данных;
- файл со статьей в формате Word;
- итоговый (после доработки) файл в формате pdf с подписью авторов;
- файл с обезличенной статьей в формате pdf для слепого рецензирования;

экспертное заключение о возможности опубликования в открытой печати.

ПРИМЕР ОФОРМЛЕНИЯ СПИСКА ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Губеладзе О.А., Губеладзе А.Р. Оценка технического состояния малогабаритной ядерной энергетической установки после опрокидывания транспортного агрегата. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(4):19–26. EDN: GIAKOU. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-02>

Gubeladze O.A., Gubeladze A.R. Technical condition assessment of a small-sized nuclear power plant after transportation unit overturning. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):19–26. (In Russ.). EDN: GIAKOU <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-02>

2. Поваров В.П., Росновский С.В., Мельников Э.С., Литовченко М.Н. и др. Исследование воздействия физико-химических факторов при коррекционной обработке дебалансных вод АЭС с целью обеспечения соответствия кондиционированных радиоактивных отходов нормативным требованиям. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(4):5–18. EDN: FNSFJI. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-01>

Povarov V.P., Rosnovskiy S.V., Melnikov E.S., Litovchenko M.N. et al. Investigation of the impact of the physical and chemical factors during correction treatment of NPP unbalance water to ensure compliance of conditioned radioactive waste with regulatory requirements. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):5–18. (In Russ.). EDN: FNSFJI. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-01>

3. Припачкин Д. Физико-химические основы аэрозольной безопасности на предприятиях ядерного топливного цикла. Автореферат диссертации ... доктора физико-математических наук (1.4.4 – Физическая химия). Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2024. 48 с. Режим доступа: <https://openrepository.mephi.ru/entities/publication/266af205-29ad-4d12-b7ab-e94c9f2916e1> (дата обращения: 20.03.2025).

Pripachkin D. Physico-chemical bases of aerosol safety at nuclear fuel cycle enterprises. Abstract of dissertation ... Doctor of physical and mathematical sciences (1.4.4 - Physical chemistry). Moscow: Institute for Problems of Safe Development of Nuclear Power Engineering RAS, 2024. 48 с. Available at: <https://openrepository.mephi.ru/entities/publication/266af205-29ad-4d12-b7ab-e94c9f2916e1> (accessed: 20.03.2025).

4. Северцев Н.А., Юрков Н.К. Безопасность динамических систем на этапах жизненного цикла. Монография. Пенза: Изд-во ПГУ, 2023. 568 с. Режим доступа: <https://elib.pnzgu.ru/library/1699606807> (дата обращения: 20.03.2025).

Severtsev N.A., Yurkov N.K. Safety of dynamic systems at the stages of life cycle. Monograph. Penza: Publishing house of Penza State University, 2023. 568 p. (In Russ.). Available at: <https://elib.pnzgu.ru/library/1699606807> (accessed: 20.03.2025).

5. Файков Д.Ю., Байдаров Д.Ю. Диверсификация в атомной отрасли: современное состояние, особенности, перспективы. *Научный вестник оборонно-промышленного комплекса России*. 2021;2:41–48. Режим доступа: (дата обращения: 20.03.2025).

Faykov D.Yu., Baidarov D.Yu. Diversification in the nuclear industry: current state, features, prospects. *Scientific bulletin of the military-industrial complex of Russia*. 2021;2:41–48. (In Russ.). Available at: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=46289137> (accessed: 20.03.2025).

6. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Мясников С.В., Петрунин Н.В., Терашкевич С.С. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт». *Вопросы материаловедения*. 2022;(4(112)):191–198. <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-112-4-191-198>

Boikova T.V., Kochnov Y.O., Myasnikov S.V., Petrunin N.V., Terashkevich S.S. Operational monitoring of the metal of solution pressure vessel reactors at NRC «Kurchatov institute». *Voprosy materialovedeniya*. 2022;4(112):191–198. (In Russ.). <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-112-4-191-198>

7. Камышев А.В., Пасманик Л.А., Ровинский В.Д., Гетман А.Ф., Губа С.В. Способ определения остаточных напряжений в металле шва сварных соединений трубопроводов (варианты). Патент RU 2711082 C1 Российская Федерация, МПК G01N 29/07 (2006.01). № 2019110165/28. Заявлен: 05.04.2019. Опубликовано: 15.01.2020. 6 с. Режим доступа: https://yandex.ru/patents/doc/RU2711082C1_20200115 (дата обращения 20.03.2025).

Kamyshev A.V. Pasmanik L.A., Rovinskij V.D., Getman A.F., Guba S.V. Method for determination of residual stresses in weld metal welded joints of pipelines (versions). Patent Russia RU 2711082 C1: 15.01.2020. (In Russ.) Available at: https://yandex.ru/patents/doc/RU2711082C1_20200115 (accessed: 20.03.2025).

8. Appleton J.D., Kendall G.M. Gamma-radiation levels outdoors in Great Britain based on K, Th and U geochemical data. *Journal of environmental radioactivity*. 2022;271–272:106948. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2022.106948>

Адрес редакции журнала:

347360, Россия, Ростовская область, г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94

Редакция журнала «Глобальная ядерная безопасность», oni-viti@mephi.ru

Выпускающий редактор:

Лобковская Надежда Ивановна

+79281883628

NIlobkovskaya@mephi.ru

NOTES FOR AUTHORS

(!) Please, pay attention: the article formatting requirements have been updated in order to expand the international readership of the journal since

The full text of the article to be published must be original – no more than 20% borrowings, it must be accompanied by an expert resolution on publication possibility in the open press, and it must comply with the following rules.

One file consists of one paper which has the following:

- the title in Russian and English;
- authors' initials and surnames in Russian and English;
- an affiliation in Russian and English for each author;
- the structured abstract (200-270 words) in Russian and English according to IMRAD;
- keywords in Russian and English (not less than 10 speech units);
- article text;
- Combined List of References / References (see example design);
- contribution to the presented scientific work of each author;
- information about the authors in Russian and English (each author should provide a full name, a place of work, position/s, an academic degree, a rank, e-mail address, ORCID index (<http://orcid.org>), contact phone number).

The article should be structured: introduction (relevance of the topic; review of the problem; purpose of the work); methodology (issue theory; detailed description of experiment methodology; description of materials and methods of analysis; statistical processing); results and their discussion; conclusions. The objective and key results of the work should be clearly presented in the abstract and the text of the article, the scientific novelty of the work is justified in the introduction with reference to the sources published in scientific peer-reviewed publications (including foreign ones) in the last few years. It is enough to describe the objective of the work and the results obtained for articles of a production nature.

The Equation 3.0 editor is recommended when writing formulas. All formulas are aligned to the center of the page, numbered in parentheses on the right and referred to in the text of the article just ahead of the formulas.

Inclusion of tables in the article should be appropriate, they should be numbered and have headings in Russian and English (10 pf) and links in the text just ahead of the tables.

Figures should be clear, numbered, figure captions in Russian and English (10 pf), have links in the text and be accompanied by justifications and conclusions.

An article should be processed in the Microsoft Office 97-2003 Word 7.0 format, 12 point font Times New Roman; print – 1 interval. Without any signs of forced transfer and additional gaps. Page parameters: all sides are 2,5 cm. The volume of article is no more than 15 pages of the typewritten text, including tables, drawings (no more than 10) and the list of references (the number of sources is determined by the author on the basis of the research objective). If the text of the article is less than 2700 type characters, the article may be rejected by experts.

In order to improve the quality and objectivity of publications, the authors are intended to reflect the advanced scientific experience of Russia, the CIS and foreign countries on the subject matter in the articles. The combined List of References is given at the end of the article in the order of mention in the text, in Vancouver style, but without abbreviating the names of the journals. References to foreign sources should be given in their original language.

Sources that will never be indexed in citation databases are not included in the reference list: State Standards, normative and legislative acts, internal documents of companies (reports, protocols, etc.), official websites of organisations, dictionaries, reference books, textbooks, etc. Such sources are cited directly in the text or in page footnotes according to State Standard R 7.0.5-2008 <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=193511> with indication of output data and URL where they can be found on the Internet. Conference papers may be included in the list of references if they are available on the Internet, indicating the URL and the date of reference.

To comply with the rules of blind peer review, a copy of the file with the article should be created, personal data contained in the text of the file and its properties should be deleted (authors' names and the names of their places of work in the text of the article should be deleted, references to authors' works in the list of references should be replaced by «Author, year», information about authors should be removed from the document properties), saved in pdf format with the title «To review_ Title/start title of article...».

To be accepted into the journal issue, the article must be uploaded as a Word file on the elpub platform – <https://glonucsec.elpub.ru> – and the following materials must be sent by email oni-viti@mephi.ru:

- consent to personal data processing;
- an article file in Word format;
- final (after revision) pdf file signed by the authors;
- a pdf file of the article for blind peer review;
- an expert analysis of publication possibility in the open press.

THE LIST OF REFERENCES STANDARD

1. Balyabin A.I., Gerasimov S.I., Ladin D.A., Maskaykin S.A. et al. Study of mathematical models of elastoplastic materials. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):42–54. (In Russ.). EDN: ROFQTO. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-05>
2. Morgunova G.V., Khokhlov A.N. Place of Russian scientific journals on natural, exact, and technical sciences in the international rankings. *Science editor and publisher*. 2024;9(2):209–220. (In Russ.). <https://doi.org/10.24069/SEP-24-26>
3. Stevens M.R., Park K., Tian G. et al. Why do some articles in planning journals get cited more than others? *Journal of planning education and research*. 2022;42(3):442–463. <https://doi.org/10.1197/0739456X19827083>
4. Nikitin A.A., Rogozhkin S.V., Ogorodnikova O.V., Bogachev A.A. et al. Microstructure and mechanical properties of w-10cr-0.5y alloy under heavy ion irradiation. *Nuclear physics and engineering*. 2025;16(2):135–145. (In Russ.). EDN: QWXNZS. <https://doi.org/10.56304/S2079562924050336>
5. Polyanin A.D., Kudryashov N.A. Nonlinear schrödinger equation of general form: multifunctional model, reductions and exact solutions. *Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*. 2025;14(1):24–36. (In Russ.). EDN: DXKPEC. <https://doi.org/10.26583/vestnik.2025.1.3>
6. Rashitov P.A., Seregin D.A., Anikin M.D., Vershanskiy E.A. Application of multilevel voltage inverters in distributed series compensation devices. *Bulletin MPEI*. 2021;3:58–66. (In Russ.). <https://doi.org/10.24160/1993-6982-2021-3-58-66>
7. Surin V.I., Beketov V.G., Abu Ghazal A.A., Alwaheba A.I. Spectral analysis method of electrophysical non-destructive testing data. *Journal of Physics: Conference series. Mathematical modeling and computational methods in problems of electromagnetism, electronics and physics of welding*. 2021;(2131):052061. (In Russ.). <https://doi.org/10.1088/1942-6596/2131/5/052061>
8. Erd A., Stokłosa J. Main design guidelines for battery management systems for traction purposes. Proceedings of the XI International scientific and technical conference automotive safety. 2018. Slovakia. <https://doi.org/10.1109/AUTOSAFE.2018.8373345>
9. Lapkis A.A., Tsykhler L.V., Nikiforov V.N., Egorova V.P. Analysis of calibration error of NPP shut-off valve electric drive. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):80-90. (In Russ.). EDN: TGXPIS. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-08>
10. Golyandina N., Zhigljavsky A. Singular spectrum analysis for time series. SpringerBriefs in Statistics. Berlin, Heidelberg: Springer Berlin. Heidelberg, 2020. ISBN 978-3-662-62435-7. Available at: <https://link.springer.com/book/10.1007/978-3-662-62436-4> (accessed: 20.03.2025).
11. Kovalev N.V., Prokoshin A.M., Davydova P.V., Korolev V.A. Radiation characteristics of reactor grade platinum group metals. *Nuclear energy and technology*. 11(1): 55–58. Available at: <https://nucet.pensoft.net/article/150529/list/18/> (accessed: 20.03.2025).
12. Surin V.I., Ivanyi M.V., Shcherbakov A.A., Shcherban A.A., Pavlichenko A.V., Tomilin S.A., Zhidkov M.E., Gook A.E. Gradient method of structural heterogeneity identification in electrical inspection of equipment, products and materials. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):34–41. (In Russ.). EDN: QWREXO. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-04>
13. Arkadov G.V., Slepov M.T. Neutron noise control techniques for VVER core. *Global nuclear safety*. 2024;14(4):55–70. (In Russ.). EDN: SAGHCF. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-06>

Editorial office address (for sending printed correspondence):
 347360, Russia, Rostov region, Volgodonsk, Lenin Street, 73/94
 Editorial office of «Nuclear Safety» journal
 oni-viti@mephi.ru
 Executive Editor:
 Nadezhda I. Lobkovskaya
 +79281883628
 NILobkovskaya@mephi.ru
