

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Глобальная ядерная безопасность

(научно-практический журнал)

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

Том 16, № 3 (60), 2026

Журнал включен в перечень ВАК РФ (1077)

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

Валентин Ефимович Шукшунов, 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 Гоок, 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 Зверовщиков, 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», г. Москва, Российская Федерация
Типография	ВИТИ НИЯУ МИФИ, 347360, Россия, Ростовская обл., г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94
Адрес учредителя и издателя	115409, Россия, г. Москва, Каширское шоссе, д. 31
Сайт	https://glonucsec.elpub.ru
Тираж	100 экз.
Распространение	Распространяется бесплатно
Дата выхода в свет:	25.09.2026
Знаком информационной продукции не маркируется	



Москва

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2026

National Research Nuclear University MEPhI

Nuclear Safety

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

Vol. 16, No. 3, 2026

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

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

Abdel-Monem Mohamed El-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

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

Natalia D. Rodionova, Dr. Sci. (Econ.), Rostov State Universi-
ty 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

Publication Frequency

Founder and Publisher

Editorial address

Printing house

Website

The circulation is

Subscription

Signed for printing:

It is not marked with an informational product sign

Reg. № FS77-47155, November, 3 2011

Quarterly

National Research Nuclear University MEPhI

Kashirskoe shosse 31, Moscow, 115409, Russian Federation

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

<https://glonucsec.elpub.ru>

100 copies

Free distribution

25.09.2026



Moscow

National Research Nuclear University MEPhI, 2026

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Особенности практической реализации обеспечения безопасности реакторов ВВЭР <i>Д.Н. Гончаров, П.В. Кащенко, Д.С. Колотушкин</i>	5
Подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе при возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления в водных растворах ядерных делящихся материалов <i>Д.А. Припачкин, И.Д. Садофьев</i>	17
Кросс-верификация расчетного моделирования критических экспериментов БФС-97 и анализ влияния технологических и константных неопределенностей на коэффициент размножения <i>М.З. Буркеев, Р.А. Внуков, В.В. Колесов</i>	27

**ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ
ОБОРУДОВАНИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**

Влияние международной практики Российской Федерации и Китайской Народной Республики на управленческие и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС <i>Д.А. Щёголева, К.Ф. Фёдоров</i>	38
Модель боковых ионизационных камер для ВВЭР-1000 в составе программного комплекса ПРОСТОР <i>В.Н. Кудратов, И.Д. Воронин, Д.А. Соловьев, А.А. Семенов, С.М. Гололобов, Н.В. Шукин, С.В. Ивахин, Д.А. Плотников, Г.Г. Новиков</i>	50

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Разработка математической модели колебаний жидкости с учетом релаксационных явлений <i>А.В. Губинский, К.В. Трубицын, В.А. Кудинов</i>	60
Применение спектрального регулирования и выгорающих поглотителей для снижения запаса реактивности в водо-водяном реакторе <i>И.Ш. Кускеев, О.Ю. Кавун, В.В. Семишин, Е.А. Лебедева, Я.Д. Столотнюк</i>	71
Анализ и перспективы модернизации системы аварийного охлаждения активной зоны Армянской АЭС <i>А.Р. Григорян, А.А. Геворгян</i>	82

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

Влияние параметров ядерного топливного цикла на экономику атомных станций малой мощности <i>К.Ж. Аусенов, В.А. Карпов, В.В. Харитонов</i>	93
Этапы реализации системы управления технологическими процессами на АЭС на основе модели предсказательной аналитики <i>А.К. Адаменков, И.Н. Веселова, А.Е. Дембицкий</i>	108
Авторский указатель номера 3 (60), 2026	119

CONTENTS

Vol. 16, No 3, 2026

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

Peculiarities of practical implementation of safety assurance of VVER reactors <i>D.N. Goncharov, P.V. Kashchenko, D.S. Kolotushkin</i>	5
An approach to assessing the neutron radiation fluence in the infinite air environment during the occurrence of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in aqueous solutions of nuclear fissile materials <i>D.A. Pripachkin, I.D. Sadofev</i>	17
Cross-verification of computational modeling of BFS-97 critical experiments and impact analysis of technological and nuclear-data uncertainties on the multiplication factor <i>M.Z. Burkeev, R.A. Vnukov, V.V. Kolesov</i>	27

DESIGN, MANUFACTURING AND COMMISSIONING OF NUCLEAR INDUSTRY EQUIPMENT

The impact of international practices in the Russian Federation and the People's Republic of China on the management and technological aspects of NPP design and construction <i>D.A. Shchegoleva, K.F. Fedorov</i>	38
A model of side ionization chambers for the VVER-1000 as part of the PROSTOR software complex <i>V.N. Kudratov, I.D. Voronin, D.A. Solovyev, A.A. Semenov, S.M. Gololobov, N.V. Shchukin, S.V. Ivakhin, D.A. Plotnikov, G.G. Novikov</i>	50

OPERATION OF FACILITIES NUCLEAR INDUSTRY

Development of a mathematical model of fluid oscillations taking into account relaxation phenomena <i>A.V. Gubinsky, K.V. Trubitsyn, V.A. Kudinov</i>	60
Spectral control together with burnable absorbers to reduce the reactivity in a water-cooled reactor <i>I.Sh. Kuskeev, O.Yu. Kavun, V.V. Semishin, E.A. Lebedeva, Ya.D. Stolotnyuk</i>	71
Analysis and prospects of modernization of the emergency cooling system of the Armenian NPP core <i>A.R. Grigoryan, A.A. Gevorgyan</i>	82

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

Impact of nuclear fuel cycle parameters on the economics of small-capacity nuclear power plants <i>K.G. Ausenov, V.A. Karpov, V.V. Kharitonov</i>	93
Stages of implementation of the process control system at the NPP based on the predictive analytics model <i>A.K. Adamenkov, I.N. Veselova, A.E. Dembitsky</i>	108
Author Index of 3, 2026.....	119

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-01>

УДК 621.039.56

EDN BDGKTE

Оригинальная статья / Original paper



Особенности практической реализации обеспечения безопасности реакторов ВВЭР

Д.Н. Гончаров, П.В. Кащенко, Д.С. Колотушкин  

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж,
Воронежская обл., Российская Федерация

 KolotushkinDS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Резюме. В статье рассматривается проблема обеспечения ядерной безопасности реакторов ВВЭР, связанная с выгоранием изотопа бора-10 (^{10}B) в теплоносителе первого контура. Традиционно для контроля реактивности и поддержания подкритичности используется раствор борной кислоты, при этом в проектных расчетах принимается постоянная атомная доля ^{10}B (19,8%). Авторы обосновывают, что данное допущение является некорректным: вследствие поглощения нейтронов содержание ^{10}B снижается к концу топливной кампании на 5,6–7,3%, а исходное обогащение партий борной кислоты варьируется от 19,6% до 20,8%. На основе эксплуатационных данных энергоблоков №1 НВАЭС-2 (ВВЭР-1200) и №4 НВАЭС (ВВЭР-440), а также расчетов по программам БИПР-7А и ПЕРМАК-А выполнено математическое моделирование изменения концентрации поглотителя. Показано, что игнорирование эффекта выгорания приводит к расхождению между прогнозируемой и фактической концентрацией борной кислоты (до 0,4 г/дм³ за кампанию) и создает неучтенный запас или дефицит реактивности. Для новых поколений ВВЭР данная проблема усугубляется увеличением мощности, длительности кампаний и внедрением рециклинга теплоносителя. Сформулированы предложения по изменению подхода к нормированию жидкого поглотителя: предлагается перейти от установления пределов по массовой концентрации борной кислоты как химического вещества к иерархической системе контроля массовых концентраций именно изотопа-поглотителя ^{10}B во всех заполняемых системах. Предлагается внедрение прямого контроля методом нейтронно-абсорбционной спектроскопии без пересчета в химическую концентрацию, разделение нормативов для систем безопасности (нижний предел по ^{10}B) и водно-химического режима (верхний предел по H_3BO_3), а также учет изотопного состава в имитационных расчетах управления реактивностью.

Ключевые слова: ядерная безопасность, ВВЭР, борная кислота, изотоп ^{10}B , выгорание поглотителя, глубоководная защита, первый контур, реактивность, критическая концентрация, водно-химический режим.

Для цитирования: Гончаров Д.Н., Кащенко П.В., Колотушкин Д.С. Особенности практической реализации обеспечения безопасности реакторов ВВЭР. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):5-16. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-01>

For citation: Goncharov D.N., Kashchenko P.V., Kolotushkin D.S. Key features of the safe operation of VVER reactors in practice. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):5-16. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-01>

Key features of the safe operation of VVER reactors in practice

Daniil N. Goncharov, Pavel V. Kashchenko, Dmitrii S. Kolotushkin  

Novovoronezh NPP the branch of JSC «Rosenergoatom Concern», Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation

 KolotushkinDS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Abstract. This article considers the issue of ensuring the nuclear safety of VVER reactors related to the burn-up of the boron-10 (^{10}B) isotope in the primary coolant. Traditionally, a boric acid solution is used to control reactivity and maintain subcriticality, while design calculations assume a constant atomic fraction of ^{10}B (19.8 %). The authors explain why this assumption is incorrect. As a result of neutron absorption, the ^{10}B content decreases by 5.6–7.3 %

by the end of the fuel cycle, while the initial enrichment of the boric acid batches varies between 19.6 per cent and 20.8 %. Based on operational data of power units No. 1 at Novovoronezh NPP-2 (VVER-1200) and No. 4 at Novovoronezh NPP (VVER-440), as well as calculations using the BIPR-7A and PERMAK-A programmes, a mathematical model of the change in absorber concentration has been developed. The study shows that ignoring the burn-out effect leads to a discrepancy between the predicted and actual boric acid concentration (up to 0.4 g/dm³ per campaign) and results in an unaccounted-for surplus or deficit in reactivity. This problem is compounded for new generations of VVER reactors by increased power output, longer operating campaigns and the introduction of coolant recycling. Proposals are made to change the approach to regulating liquid absorbers. It is recommended to move away from setting limits on the mass concentration of boric acid as a chemical substance towards a hierarchical system for monitoring the mass concentrations of the ¹⁰B absorber isotope specifically in all filled systems. It is proposed to introduce direct monitoring using neutron absorption spectrometry without conversion to chemical concentration, to separate the regulatory limits for safety systems (lower limit for ¹⁰B) and the water-chemical regime (upper limit for H₃BO₃), as well as taking the isotopic composition into account in simulation calculations for reactivity control.

Keywords: nuclear safety, VVER, boric acid, ¹⁰B isotope, moderator burn-up, defence-in-depth, primary circuit, reactivity, critical concentration, water chemistry

Вопросы ядерной безопасности ВВЭР всегда находятся в приоритете внимания, как эксплуатирующей организации, так и надзорных органов, поэтому подвергаются периодической ревизии при эксплуатации АЭС. Переоценка вопросов безопасности выполняется как с точки зрения современного развития науки и техники, так и накопленных знаний и опыта по эксплуатации реакторной установки.

Согласно «Общим положениям обеспечения безопасности атомных станций» НП-001-15, безопасность АЭС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ), основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности. Для направления разработчиков проекта реакторной установки (РУ) и АЭС с целью создания эффективной ГЭЗ в НП-001-15 определены основные функции безопасности АЭС.

Для обеспечения ядерной безопасности при проектировании и эксплуатации АЭС основополагающими являются следующие функции безопасности: аварийный останов реактора и поддержание его в подкритическом состоянии, обеспечение подкритичности при хранении и транспортировании ядерного топлива. Для реализации данных функций в зависимости от условий эксплуатации, как правило, используются две

системы управления и защиты (СУЗ) реактора, реализованные с учетом принципа разнообразия – жидкостная и механическая. К механической СУЗ относят органы регулирования – сборки поглощающих стержней с наполнителем из карбида бора (ОР СУЗ). К жидкостной СУЗ относят систему подачи раствора борной кислоты (РБК) в теплоноситель 1 контура. Основным нуклидом-поглотителем нейтронов, выбранным для проектов ВВЭР, является изотоп-поглотитель ¹⁰B, который входит в состав борной кислоты, растворенной в теплоносителе 1 контура и подаваемой для контроля и управления за цепной реакцией деления с помощью жидкостной СУЗ. Для сравнения: сечение поглощения нейтронов ¹⁰B – 3838 барн, ¹¹B – 10 барн (0,025 эВ).

В проектах реакторных установок ВВЭР борная кислота определяет следующие важные аспекты:

- ядерная безопасность: борная кислота применяется как жидкий поглотитель нейтронов, поэтому является инструментом воздействия на реактивность активной зоны, средством регулирования мощности РУ, обеспечения требуемой подкритичности для остановленного реактора;

- водно-химический режим (ВХР) 1 контура: борная кислота способствует повышению коррозионного потенциала на границе среды и металла оборудования, при этом измерения текущей концентрации борной кислоты, как химического элемента, необходимо для координирования ее с концентрациями корректирующих щелочных реагентов,

подаваемых в первый контур;

– использование установленной мощности: равенство расчетной и фактической длительности кампании реактора говорит об эффективности использования ядерного топлива, т.к. график планового предупредительного ремонта выстраивается из расчетной прогнозной длительности.

Несмотря на то, что эффективность борной кислоты определяется в её составе атомной долей изотопа-поглотителя ^{10}B в смеси изотопов $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$, на практике для ВВЭР устанавливаются пределы безопасной эксплуатации (ПБЭ), связанные с нейтронно-физическими расчетами по концентрации именно борной кислоты, как химического вещества. При этом постулируется постоянство атомной доли изотопа-поглотителя ^{10}B во всех заполняемых системах 1 контура в течение всей кампании реактора. В физической части проекта для активной зоны энергоблоков ВВЭР и для расчетов, выполненных в обоснование безопасности выполнения основных функций безопасности, принята доля нуклида-поглотителя ^{10}B равная 19,8% по отношению ко всему бору, содержащемуся в борной кислоте. ПБЭ по массовой концентрации нуклида-поглотителя ^{10}B не установлены.

В соответствии с требованиями НП-082-07 проектом энергоблока АЭС предусмотрены технические средства контроля содержания нуклида-поглотителя нейтронов в теплоносителе 1 контура, а также в средах, подаваемых в первый контур (в том числе емкостях аварийного запаса борной кислоты, являющихся частью жидкостной СУЗ) в процессе эксплуатации РУ.

Для этих целей на АЭС реализован лабораторный химический анализ (ЛХА) проб и нейтронные анализаторы раствора бора типа НАР-12М (НАР-12М). В первом случае измеряется содержание ^{10}B и при постулированном содержании ^{10}B в борной кислоте 19,8% с помощью фиксированного переводного коэффициента рассчитывается концентрация борной кислоты, растворенная в отобранной для измерения среде. Во втором случае при заданной функции источника нейтронов, размещенного в НАР-12М, измеряется уменьшение потока нейтронов при

прохождении измеряемой среды с борной кислотой через НАР-12М. Оба эти метода не способны учесть возможное разное содержание доли ^{10}B в борной кислоте, при этом во втором методе существует возможность изменения настроечного коэффициента пересчета из ^{10}B в борную кислоту. Результаты измерений концентрации борной кислоты, полученные при ЛХА, определены в качестве арбитражных и используются в имитационных расчетах. Оценка неопределенности для ПБЭ, связанных с концентрацией жидкого поглотителя в проектах не приводится.

Так для реакторов, где перегрузка ядерного топлива осуществляется с расщеплением ОР СУЗ и реактивность компенсируется раствором жидкого поглотителя, концентрация раствора жидкого поглотителя должна быть доведена до значения, при котором (с учетом возможных ошибок) обеспечивается подкритичность реактора не менее 0,02 (без учета введенных рабочих ОР СУЗ). Для режимов с перегрузкой топлива на реакторах ВВЭР установлены следующие ПБЭ: ВВЭР-440 12 г/дм³, ВВЭР-1000 16 г/дм³, ВВЭР-1200 17 г/дм³.

При пуске энергоблока подкритичность в любой момент кампании реактора после взведения ОР СУЗ аварийной защиты (АЗ) в рабочее положение с введенными в активную зону остальными ОР СУЗ должна быть не менее 0,01. Указанная подкритичность вычисляется с помощью расчетных программ для фактического состояния активной зоны и момента кампании реактора.

Описанный проектный подход по установлению ПБЭ по концентрации борной кислоты имеет существенный недостаток, поскольку доля ^{10}B не является константой и выгорает в результате ядерной реакции в процессе работы РУ. Вследствие реакции ^{10}B с нейтронами его процентное содержание в сумме изотопов бора уменьшается, что необходимо учитывать. Также немаловажно учитывать и второй фактор, содержание ^{10}B в борной кислоте в поставляемых на АЭС партиях может варьироваться от 19,6 % до 20,8 %, отсекающим критерием при входном контроле партии на АЭС принято содержание ^{10}B не менее 19,6 %.

Эффект выгорания нуклида поглотителя ^{10}B давно известен и рассматривался разными группами авторов. В статье [1] выполнялась корректировка расчетных кодов для реакторов CNP1000 для учета эффекта выгорания изотопа ^{10}B с целью снижения ошибки прогнозирования критической концентрации борной кислоты и расчетной длительности борной кампании. Также авторы указывают на необходимость учета разбавления в процессе эксплуатации теплоносителя 1 контура свежей борной кислотой, что может свести к минимуму все эффекты выгорания нуклида поглотителя. В источнике [2] рассмотрено применение масс-спектрометров для изучения сдвига изотопного соотношения $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$ в теплоносителе 1 контура. Авторы в работе [3] выполняли исследования по выгоранию высокообогащенной борной кислоты для реакторов типа EPR.

Указанные эффекты также необходимо рассмотреть применительно к ВВЭР и практике установления ПБЭ. Вместе с тем, в проектах АЭС с ВВЭР новых поколений увеличивается взаимное влияние сдвига изотопного соотношения $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$ в растворах борной кислоты в ходе кампании реактора на параметры эксплуатации. Этому способствуют следующие проектные изменения:

- 1) повышение номинальной тепловой мощности РУ;
- 2) увеличение продолжительности кампании реактора;
- 3) увеличение проектного срока службы РУ;
- 4) увеличение проектного коэффициента использования установленной мощности;
- 5) внедрение в практику проектирования более полного возврата в контур регенерированной борной кислоты для снижения количества жидких отходов;
- 6) внедрение режимов суточного маневрирования тепловой мощностью РУ;
- 7) перспективы перехода на новые виды ядерного топлива.

С обозначенной темой тесно связаны вопросы нормирования массовых концентраций изотопа-поглотителя ^{10}B в заполняемых системах 1 контура.

Вместе с тем практика российских АЭС закупать борную кислоту с долей ^{10}B 19,6 % (что меньше установленной в проекте доли на 0,2 %) и установление границ значений массовых концентраций ^{10}B , «пропорциональных концентрациям РБК» в баках запаса без установления жесткой взаимосвязи с самими концентрациями, не повышают консерватизма в обеспечении требуемой эффективности жидкого поглотителя. При этом нормативной документацией не допускается расхождений между информацией, установленной в проекте АЭС (в том числе в физической части проекта активной зоны) и информацией, приводимой в отчете по обоснованию безопасности АЭС.

Оценка выгорания изотопа ^{10}B на ВВЭР

Для оценки консервативности установленных в проектах ВВЭР эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации была выполнена оценка степени выгорания ^{10}B в течение реальной кампании реактора на основе анализа эксплуатационных данных. Выполнена оценка влияния изотопного сдвига в растворах борной кислоты на обеспечение ядерной безопасности.

С целью расчета величин выгорания и изменения содержания ^{10}B в борной кислоте теплоносителя 1 контура и в теплоносителе, выведенном из 1 контура, в течение кампании реактора рассмотрим работу ВВЭР-1200 на примере энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2.

Борная кислота, компенсирующая реактивность активной зоны, циркулирует в первом контуре и практически не заменяется в течение кампании реактора (она только постепенно выводится на протяжении кампании). При проведении водообмена 1 контура теплоноситель сливается в баки системы хранения теплоносителя эксплуатационного качества и после прохождения концентрирования на выпарных аппаратах направляется в баки системы борного концентрата (при этом доля ^{10}B не увеличивается). При отсутствии неорганизованных протечек добавление свежеприготовленного раствора борной кислоты в теплоноситель 1 контура не требуется.

В источнике [4] рассмотрен вопрос о выгорании ^{10}B в течение кампании реактора и отмечено, что при длительности в 300 эфф. суток выгорание ^{10}B может достигнуть 10 % начального содержания и привести к снижению эффективности борной кислоты по реактивности. Там же приведено дифференциальное уравнение для описания изменения концентрации ядер ^{10}B в теплоносителе 1 контура:

$$dN/dt + \sigma_a \varphi N (T_{a.з.}/T_{\text{конт}}) + N_0/T_0 = 0$$

где N – концентрация ядер ^{10}B в теплоносителе, см^{-3} ;

N_0 – концентрация ядер ^{10}B в начале кампании реактора, см^{-3} ;

T_0 – полное время работы на номинальной мощности, эфф. сут;

σ_a – микроскопическое сечение поглощения ^{10}B , см^2 ;

φ – средняя плотность потока тепловых нейтронов в реакторе, $\text{н}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$;

$T_{a.з.}/T_{\text{конт}}$ – отношение времени прохождения единицы объема теплоносителя через активную зону реактора к времени прохождения того же объема через весь 1 контур, включая и активную зону реактора.

Согласно источнику [4] отношение $T_{a.з.}/T_{\text{конт}}$ можно приближенно принять равным $V_{a.з.}/V_{\text{ГЦК}}$, где $V_{a.з.}$ – объем теплоносителя в активной зоне реактора, а $V_{\text{ГЦК}}$ – объем циркулирующего теплоносителя 1 контура:

$$N/N_0 = \exp(-\sigma_a \varphi T_{a.з.} T/T_{\text{конт}}) - (T_{\text{конт}}/T_0 \sigma_a \times \varphi T_{a.з.}) [1 - \exp(-\sigma_a \varphi T_{a.з.} T/T_{\text{конт}})]$$

Расчеты значений N/N_0 по формуле из источника [4], являющейся решением вышеуказанного уравнения, дают нулевое значение N/N_0 до окончания кампании реактора и отрицательные значения в конце кампании реактора. Эти результаты соответствуют виду исходного дифференциального уравнения и не дают информации о выгорании и изменении содержания ^{10}B в боре в течение кампании реактора.

В данной статье расчетная оценка выгорания ^{10}B в теплоносителе 1 контура и изменения его содержания в теплоносителе, выведенном из 1 контура, выполнена на основе данных критических концентраций борной кислоты в течение 3-ей кампании реактора энергоблока № 1 НВАЭС-2 и 48-й кампании

энергоблока №4 НВАЭС, рассчитанных по программе БИПР-7А.

Изменение количества ^{10}B в теплоносителе 1 контура на коротком интервале времени (при постоянной плотности потока нейтронов) за счет выгорания можно описать следующими уравнениями (1)-(4):

$$\frac{dN}{dt} = -\sigma_a \varphi N(t) \frac{T_{a.з.}}{T_{\text{конт}}}, \quad (1)$$

$$\int_{N_0}^N \frac{dN(t)}{N(t)} = - \int_0^t \sigma_a \varphi \frac{T_{a.з.}}{T_{\text{конт}}} dt, \quad (2)$$

$$\ln \frac{N}{N_0} = -\sigma_a \varphi \frac{T_{a.з.}}{T_{\text{конт}}} t, \quad (3)$$

$$N = N_0 e^{-\sigma_a \varphi \frac{T_{a.з.}}{T_{\text{конт}}} t}. \quad (4)$$

Усредненное по спектру тепловых нейтронов микроскопическое сечение поглощения ^{10}B σ_a получено на основе формулы (5), приведенной в источнике [5]:

$$\sigma_a = \left(\frac{\sqrt{\pi}}{2} \right) \sqrt{\frac{293,6}{T_{\text{нг}}}} \sigma_a(V_0) \quad (5)$$

$T_{\text{нг}} = 590\text{K}$ – температура нейтронного газа оценена на основе формулы, указанной в источнике [6], где замедляющаяся способность среды $\xi \Sigma_s = 1,35 \text{ см}^{-1}$, макроскопическое сечение поглощения среды $\Sigma_a = 0,0112 \text{ см}^{-1}$, $T=310 \text{ }^\circ\text{C}$, выражение (6):

$$T_{\text{нг}} = T \left[1 + 1,4 \frac{\Sigma_a}{\xi \Sigma_s} \right] \quad (6)$$

Микроскопическое сечение реакции нейтронов с ^{10}B $\sigma_a(V_0) = 3838$ барн для стандартной скорости тепловых нейтронов $V_0 = 2200 \text{ м/с}$ взято из справочника [7].

Расчет выгорания изотопа ^{10}B в течение кампании реактора ВВЭР-1200

С помощью программы ПЕРМАК-А (версия 1.5) была рассчитана плотность потока тепловых нейтронов для третьей кампании реактора энергоблока №1 НВАЭС-2. Результаты расчетов и значение плотности потока тепловых нейтронов, принятое для проведения оценочных расчетов $\varphi \approx 4,43 \times 10^{13} \text{ н}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, приведены в таблице 1. Использование интегрального значения плотности потока нейтронов приводит к дополнительной относительной погрешности оценки выгорания нуклида поглотителя в пределах 7% и не оказывает влияние на выводы, сделанные в настоящей статье.

Таблица 1. Плотность потока тепловых нейтронов по слоям активной зоны в различные моменты 3-й кампании энергоблока №1 НВАЭС-2 (ВВЭР-1200)**Table 1.** Thermal neutron flux density across the core layers at various points in time during the third campaign at Power Unit No. 1 of the Novovoronezh NPP-2 (VVER-1200)

Слой	$\Phi \cdot 10^{-13}$, н/см ² ·с (0 эфф. сут.)	$\Phi \cdot 10^{-13}$, н/см ² ·с (20 эфф. сут.)	$\Phi \cdot 10^{-13}$, н/см ² ·с (120 эфф. сут.)	$\Phi \cdot 10^{-13}$, н/см ² ·с (220 эфф. сут.)	$\Phi \cdot 10^{-13}$, н/см ² ·с (300 эфф. сут.)
1	1,98	2,13	2,58	2,37	2,84
5	4,04	4,02	4,50	5,32	5,54
10	5,11	4,96	5,11	5,74	5,68
15	5,42	5,18	5,08	5,55	5,44
20	5,48	5,20	4,89	5,37	5,28
25	5,38	5,12	4,77	5,22	5,19
30	5,16	4,96	4,72	5,11	5,12
35	4,84	4,73	4,60	5,03	5,10
40	4,39	4,39	4,45	4,94	5,13
45	3,57	3,66	3,97	4,22	4,85
50	1,76	1,9	2,28	2,06	2,35
Ср.зн.	4,28	4,20	4,27	4,63	4,77
Ср.зн.	4,43				

Расчет выгорания изотопа ^{10}B выполнялся по формуле (4) шагами с временным интервалом 1 эфф. сутки в течение кампании реактора. Значения параметров, используемых в формуле (4), приведены в таблице 2.

Таблица 2. Значения параметров, использованных в расчете выгорания изотопа ^{10}B по формуле (4) для ВВЭР-1200**Table 2.** Values of the parameters used in calculating the burn-up of the ^{10}B isotope using equation (4) for the VVER-1200

Параметр	Значение
$\overline{\sigma}_a$, см ²	2,397E-21
$\Phi \times t$, н/(см ²)	3,83E+18
$V_{a.z.}$, м ³	16,6
$V_{ГЦК}$, м ³	317

Значения критических концентраций борной кислоты при работе реактора энергоблока №1 НВ АЭС-2 с 3-ей топливной загрузкой на номинальной мощности с шагом 100 эффективных суток приведены в таблице 3.

Коэффициент пересчета концентрации ^{10}B в концентрации борной кислоты выбран, исходя из доли ^{10}B 19,8 % и равен 31,2 (взят из инструкции по эксплуатации НАР-12М).

По приведенным в таблице 3 данным путем интерполяции определялись значения концентраций борной кислоты и ^{10}B на каждые эффективные сутки. Расчеты изменения

концентрации ^{10}B в теплоносителе 1 контура выполнялись с учетом выгорания и выведения при подаче дистиллята для компенсации реактивности на каждые эфф. сутки «ступеньками» вплоть до 300 эфф. суток.

Таблица 3. Критические концентрации борной кислоты при работе энергоблока №1 НВАЭС-2 с 3-й топливной загрузкой на номинальной мощности**Table 3.** Critical concentrations of boric acid during operation of Power Unit No. 1 at the Novovoronezh NPP-2 with the third fuel load at rated power

Т, эфф. сут.	Св _{кп.} , г/кг
0.00	7.64
100.00	5.23
200.00	3.10
300.00	0,87

При расчетной длительности работы 3-ей топливной загрузки на номинальной мощности 338 эфф. суток расчет производился до 300 эфф. суток, так как из-за выгорания содержание ^{10}B в теплоносителе 1 контура стало равным нулю на 313 эфф. сутки.

На рисунке 1 показаны изменения концентрации ^{10}B в теплоносителе и выгорание ^{10}B во время работы реактора. Результаты расчетов показывают, что на 300 эфф. сутки количество выгоревшего ^{10}B оставляет 7,25% от его первоначального значения.

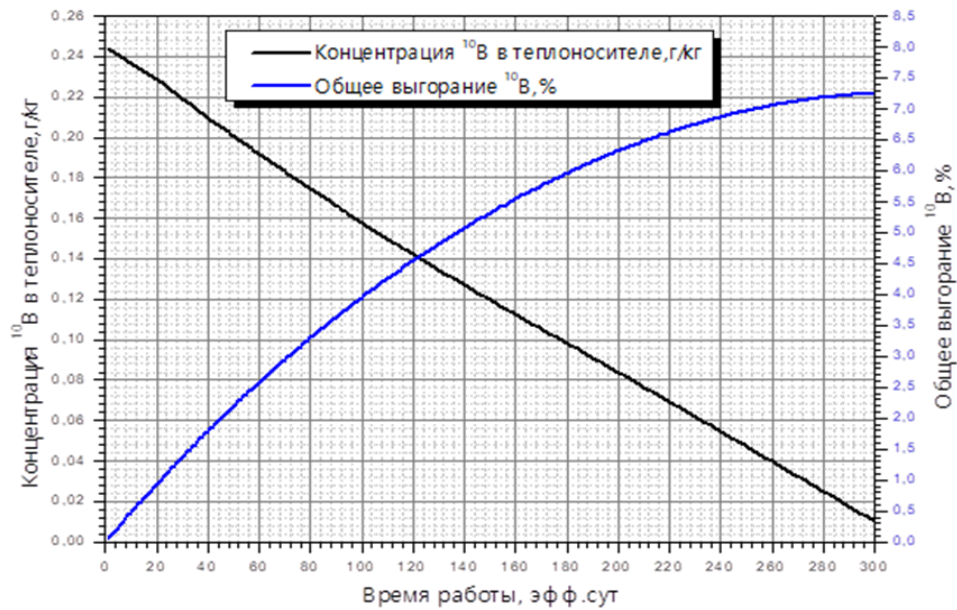


Рисунок 1. Зависимость концентрации ^{10}B в теплоносителе первого контура и его выгорания во время работы реактора

Figure 1. Relationship between the concentration of ^{10}B in the primary circuit coolant and its burnout during reactor operation

Оценка среднего значения доли ^{10}B в боре теплоносителя выведенного из первого контура

В данной работе также были проведены расчеты объема выведенного теплоносителя и изменения атомной доли ^{10}B от принятого первоначального значения 19,8% до значе-

ния, которое установится в объеме выведенного теплоносителя из 1 контура в течение кампании реактора до 300 эфф. суток. На 300 эфф. суток доля ^{10}B в боре составила 18,65 %, что на 5,8 % (относительных) меньше значения 19,8 %, принятого в расчетах (рис. 2).

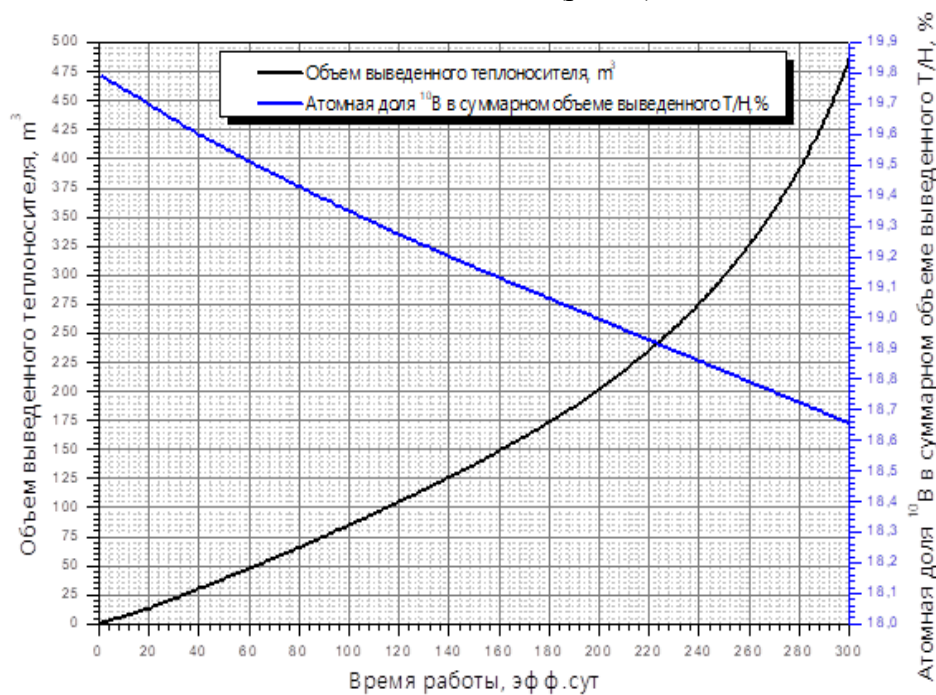


Рисунок 2. Зависимость объема выведенного теплоносителя и атомной доли ^{10}B в суммарном объеме выведенного теплоносителя во время работы реактора

Figure 2. Relationship between the volume of coolant removed and the proportion of ^{10}B in the total volume of coolant removed during reactor operation

Расчет выгорания изотопа ^{10}B в течение кампании реактора ВВЭР-440

Аналогичные расчеты были выполнены и для ВВЭР-440 энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС. Значения параметров, используемых в расчете, приведены в таблице 4. Значение средней плотности потока тепловых нейтронов $\phi \approx 4,51 \times 10^{13} \text{ н}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ умножалось на 86400 (количество секунд в 1 сутках).

Таблица 4. Значения параметров, использованных в расчете выгорания изотопа ^{10}B по формуле (4) для ВВЭР-440

Table 4. Values of the parameters used in calculating the burn-up of the ^{10}B isotope using equation (4) for the VVER-440

Параметр	Значение
$\overline{\sigma}_a, \text{см}^2$	2,491E-21
$\phi \times t, \text{н}/(\text{см}^2)$	3,896E+18
$V_{a.z.}, \text{м}^3$	8,167
$V_{\text{ГЦК}}, \text{м}^3$	210

Значения критических концентраций борной кислоты при работе реактора энергоблока № 4 НВ АЭС с 48-ой топливной загрузкой на номинальной мощности приведены в таблице 5. Коэффициент пересчета концентрации ^{10}B в концентрацию борной кислоты выбран, исходя из доли ^{10}B 19,8 % и равен 31,2.

При расчетной длительности работы 48-ой топливной загрузки на номинальной

мощности на 336 эфф. сутки $C_{\text{БК}}$ становится равна нулю.

Таблица 5. Критические концентрации борной кислоты при работе энергоблока №4 НВАЭС с 48-й топливной загрузкой на номинальной мощности

Table 5. Critical concentrations of boric acid during operation of Power Unit No. 4 at the Novovoronezh NPP with the 48th fuel load at rated power

Тэфф, сут	$C_{\text{БК}}, \text{г}/\text{кг}$
0	7,08
100	4,79
200	2,63
300	0,66
340	0

По приведенным в таблице 5 данным путем интерполяции определяли значения концентраций борной кислоты и ^{10}B на каждые эффективные сутки. Расчеты изменения концентрации ^{10}B в теплоносителе 1 контура производились с учетом выгорания и выведения при подаче дистиллята для компенсации реактивности на каждые эфф. сутки «ступеньками» вплоть до 315 эфф. суток. Расчет выгорания ^{10}B производился до 315 эфф. суток так как из-за выгорания содержание ^{10}B в теплоносителе 1 контура стало равным нулю на 315 эфф. сутки.

На рисунке 3 показаны изменения концентрации ^{10}B в теплоносителе 1 контура и выгорание ^{10}B во время кампании реактора.

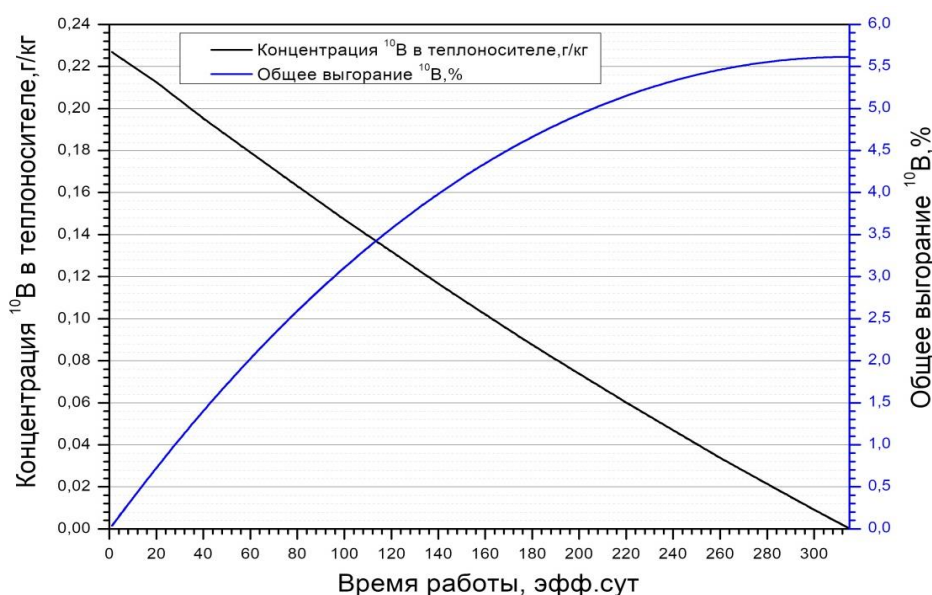


Рисунок 3. Изменение концентрации ^{10}B в теплоносителе первого контура и выгорания ^{10}B во время работы реактора

Figure 3. Change in the concentration of ^{10}B in the primary circuit coolant and the burnout of ^{10}B during reactor operation

Результаты расчетов показывают, что на 315 эфф. сутки количество выгоревшего ^{10}B составляет 5,61% от его первоначального значения.

Согласно рисунку 3, максимальное выгорание ^{10}B за месяц наблюдается в начальный момент кампании реактора и составляет примерно 1 %. Концентрация борной кислоты в теплоносителе 1 контура на 30 эфф. сутки составляет $\sim 6,4 \text{ г/дм}^3$. Атомная доля ^{10}B на 30 эфф. сутки составит $\sim 19,6 \%$ (при атомной доле в начале кампании 19,8 %). Так как ЛХА не учитывает выгорание ^{10}B , то при измеренном значении концентрации борной кислоты $6,4 \text{ г/дм}^3$ фактически мы имеем концентрацию, соответствующую $6,336 \text{ г/дм}^3$.

Анализ результатов

На практике, для компенсации выгорания ^{10}B в течение работы реактора необходимо увеличивать содержание борной кислоты

в первом контуре или вернее – медленнее разбавлять воду 1 контура дистиллятом. В расчетах эффект уменьшения концентрации изотопа ^{10}B не учитывается, поэтому расчетное значение концентрации борной кислоты не корректируется. Отсюда возникает разница расчетного и измеренного значения концентраций борной кислоты в течение кампании реактора.

Для иллюстрации данного процесса на рисунке 4 приведены данные за 7 месяцев работы энергоблока №2 НВАЭС-2 в течение 5 кампании реактора. Линии трендов показаний ЛХА, НАР-12М и имитационного расчета имеют разные углы наклона и соответственно разный темп изменения концентрации борной кислоты. За 7 месяцев работы реактора накопленное отличие в показаниях составляет $\sim 0,4 \text{ г/дм}^3$. При этом остановки реактора в течение кампании не оказывают существенное влияние на изменение изотопного соотношения $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$.

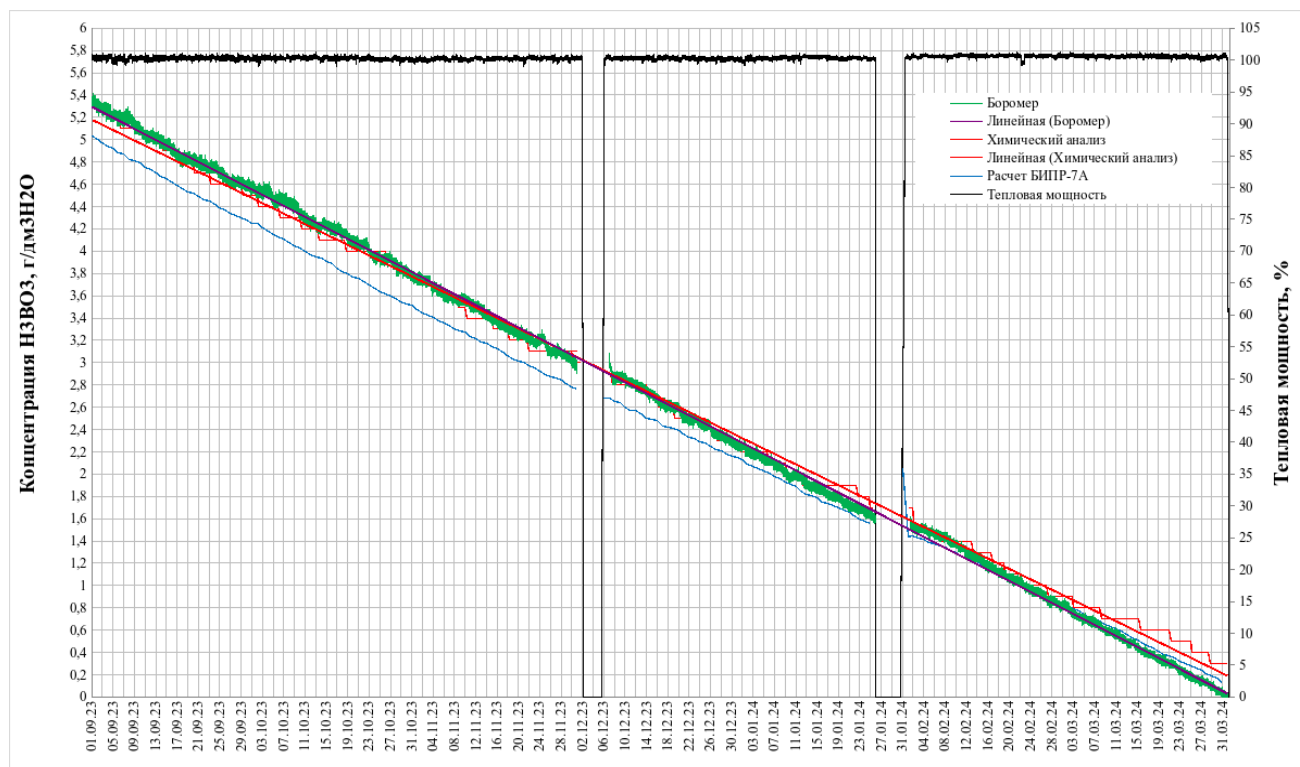


Рисунок 4. Изменение концентрации борной кислоты в течение 7 месяцев 5 топливной кампании энергоблока №2 НВАЭС-2

Figure 4. Change in boric acid concentration over the course of 7 months during the 5th fuel cycle of power unit No. 2 at the Novovoronezh NPP-2

С точки зрения обеспечения безопасности РУ рассмотрим стояночную концентрацию борной кислоты для энергоблока ВВЭР-1200, равную 17 г/дм^3 . При такой концентрации обеспечивается необходимая подкритичность в 2% с учетом возможных ошибок. В пересчете на концентрацию ^{10}B при естественной доле ^{10}B 19,8 % это будет $0,54 \text{ г/дм}^3$. Если же мы возьмем конец кампании реактора, когда доля ^{10}B становится равной 18,65 %, то необходимая безопасная концентрация борной кислоты должна составлять уже $17,9 \text{ г/дм}^3$. В единицах реактивности разница составит 1,1 %. Такое большое отличие имеет место только при больших абсолютных значениях концентрации борной кислоты. Описанные выше особенности не учитываются в эксплуатационной и проектной документации энергоблоков АЭС.

В процессе эксплуатации энергоблока поступление свежего (с природным содержанием соотношения изотопов) возможно в следующих случаях:

- режимы с перегрузкой ядерного топлива, когда происходит объединение бассейна выдержки облученного ядерного топлива и заполненной теплоносителем шахты реактора;
- аварийные режимы со срабатыванием гидроемкостей;
- проведение контроля герметичности оболочек ТВЭЛ в системе обнаружения дефектных сборок;
- компенсация неорганизованных протечек.

Таким образом, в режимах нормальной эксплуатации в течение кампании реактора заметных компенсации выгорающего нуклида поглотителя не ожидается, поскольку используется система рецикла борного раствора.

По результатам проведенного анализа можно сделать однозначный вывод о значительном сдвиге изотопного соотношения $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$ в ходе кампании реактора, поэтому в отсутствии четких проектных критериев контроля массовой концентрации ^{10}B во всех заполняемых системах 1 контура нельзя гарантировать соблюдение ПБЭ. Кроме того, становится возможным расхождение про-

гнозируемой и фактической продолжительности кампании реактора, что потенциально способно снижать величину коэффициента установленной мощности (КИУМ). Отдельного изучения требует вопрос о накопительном эффекте выгорания ^{10}B , который реализуется в теплоносителе 1 контура и связанных с ним системах за многолетний период эксплуатации. Другим, не менее важным вопросом для изучения, является оценка влияния эффекта выгорания ^{10}B на интегральную/дифференциальную эффективность ОР СУЗ в течение кампании реактора, поскольку константы для расчетов основаны на результатах измерений эффективности ОР СУЗ путем изменения концентрации РБК по ЛХА, проводимых перед каждой кампанией реактора.

Выводы из полученных результатов

В условиях объединения различных аспектов РБК (как фактора регулирования реактивности РУ и фактор, влияющий на ВХР) установление единых ПБЭ затруднительно.

На основании вышесказанного, можно сделать вывод, что обсуждаемая тема носит системный характер на АЭС с ВВЭР. Для выполнения требований нормативных документов, а также повышения эффективности и эксплуатационной надежности ВВЭР авторы видят необходимость принципиального изменения подхода к установлению ПБЭ в отношении массовых концентраций жидкого поглотителя.

Должна быть внедрена иерархическая система установления и контроля ПБЭ для раствора борной кислоты:

а) основной ПБЭ: для исходных растворов борной кислоты высокой и низкой концентрации в системах безопасности устанавливается нижний ПБЭ по массовой концентрации изотопа-поглотителя ^{10}B ;

б) для тех же растворов высокой и низкой концентрации устанавливается верхний ПБЭ по массовой концентрации РБК, который соответствует эксплуатационным и технологическим свойствам раствора РБК, как химического реагента. Верхний ПБЭ по ^{10}B не устанавливается;

в) контроль массовой концентрации ^{10}B на входном контроле и в ходе эксплуатации выполняется методом нейтронноабсорбционной спектрометрии (ОКБ-10 и НАР-12М) с регистрацией результатов в виде массовой концентрации ^{10}B без перевода в концентрацию РБК;

г) нормативы для имитационных расчетов, а также расчетов, участвующих

в управлении текущей реактивностью РУ устанавливаются в отношении концентрации ^{10}B ;

д) для поддержания норм ВХР, а также для текущей оценки выгорания ^{10}B выполняется контроль массовой концентрации РБК методом ЛХА.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Wan C., Bai J., Liu Y., Huang X., Wu H. Method research and engineering application of the B10-abundance correction for PWR. *Nuclear engineering and design*. 2021;378:111250. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111250>
2. Boron 10. Framatome. Available at: <https://www.framatome.com/solutions-portfolio/product/a0045/> (accessed: 18.06.2026).
3. Cossé C., Jolivel F., Berger M. Enriched boric acid as an optimized neutron absorber in the EPR primary coolant. *International Atomic Energy Agency*. 2012. Available at: <https://inis.iaea.org/records/x1rz4-59830> (accessed: 18.06.2026).
4. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов. 2-е изд. Овчинников Ф.Я. [и др.]. Москва: Атомиздат, 1979. 288 с. Режим доступа: <https://www.livelib.ru/book/1000784368-ekspluatatsionnye-rezhimy-vodovodyanyh-energeticheskikh-yadernyh-reaktorov-vladimir-semenov> (дата обращения: 19.06.2026).
5. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. – Москва: Энергоатомиздат, 1986. 119 с. Режим доступа: <https://rgub.ru/searchopac/book.php?id=RGUB%5CBIBL%5C0000677556> (дата обращения: 19.06.2026).
6. Стогов Ю.В. Основы нейтронной физики. Москва: МИФИ, 2008. 204 с. Режим доступа: https://elbib.biblioatom.ru/text/stogov_osnovy-neytronnoj-fiziki_2008/p1 (дата обращения: 20.06.2026).
7. Таблицы физических величин : справочник. Под ред. И.К. Кикоина. Москва: Атомиздат, 1976. 1008 с. Режим доступа: <https://reallib.org/reader?file=453938&pg=10> (дата обращения: 19.06.2026).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Гончаров Д.Н. – расчет выгорания нуклида поглотителя;
Кашенко П.В. – консультации, обсуждение результатов расчета, формирование выводов;
Колотушкин Д.С. – формулировка идеи, визуализация данных, выявление закономерностей, формирование выводов.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Заявляем об отсутствии внешнего финансирования при выполнении исследования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Goncharov D.N. – calculation of the burnup of the absorber nuclide;
Kashchenko P.V. – consultations, discussion of the calculation results, drawing conclusions;
Kolotushkin D.S. – formulation of the idea, data visualization, identification of patterns, drawing conclusions.

FUNDING:

There is no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Даниил Николаевич Гончаров, инженер-физик, Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж, Воронежская область, Российская Федерация.
e-mail: GoncharovDN@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Павел Валерьевич Кащенко, начальник участка, Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж, Воронежская область, Российская Федерация.
e-mail: KaschenkoPV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Дмитрий Сергеевич Колотушкин, заместитель начальника отдела, Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж, Воронежская область, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0004-2383-4056>

e-mail: KolotushkinDS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Daniil N. Goncharov, Physics Engineer, Novovoronezh NPP the branch of JSC «Rosenergoatom Concern», Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.
e-mail: GoncharovDN@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Pavel V. Kashchenko, Site Head, Novovoronezh NPP the branch of JSC «Rosenergoatom Concern», Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.
e-mail: KaschenkoPV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Dmitrii N. Kolotushkin, Novovoronezh NPP the branch of JSC «Rosenergoatom Concern», Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0004-2383-4056>

e-mail: KolotushkinDS@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Поступила в редакцию / Received 23.06.2026

После доработки / Revision 08.09.2026

Принята к публикации / Accepted 11.09.2026

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

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

УДК 539.125.5.08: 621.039.58

EDN DGHTWN

Оригинальная статья / Original paper



**Подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе при
возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления
в водных растворах ядерных делящихся материалов**

Д.А. Припачкин , И.Д. Садофьев

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

✉ IDSadofev@mephi.ru

Резюме. Для определения возможных дозовых последствий аварии с возникновением критичности (СЦР) предложен подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе рабочей зоны при спонтанном возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления в водном растворе урана, который может быть распространен и на другие ядерные делящиеся материалы в водных растворах. Для расчета функции модельного источника разработана итерационная методика расчета с использованием программного пакета GEANT4, реализующего метод Монте-Карло, для моделирования переноса нейтронов в пределах источника. На основе результатов моделирования полей нейтронного излучения методом Монте-Карло показано, что на расстояниях от источника нейтронов, больших 100 м, спектр нейтронов меняется незначительно, что позволяет считать эффективные, то есть усредненные по спектру нейтронов константы взаимодействия с воздухом на этих расстояниях приближенно неизменными, вследствие чего может быть предложена аппроксимация зависимости флюенса нейтронного излучения в воздухе рабочей зоны от расстояния до модельного источника нейтронов. Предложенная оценка флюенса нейтронного излучения может использоваться для прогнозирования радиационной обстановки в случаях СЦР в производственных помещениях при работах с водными растворами диоксида урана или других ядерных делящихся материалов. В дальнейшем планируется расширить область применимости рассмотренного в статье подхода на другие условия возникновения нейтронного излучения на предприятиях ЯТЦ и оценку доз нейтронного облучения персонала.

Ключевые слова: ядерный топливный цикл, ядерная безопасность, радиационная безопасность, СЦР, метод Монте-Карло, GEANT4

Для цитирования: Припачкин Д.А., Садофьев И.Д. Подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе при возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления в водных растворах ядерных делящихся материалов. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):17-26. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

For citation: Pripachkin D.A., Sadofev I.D. An approach to assessing the neutron radiation fluence in the infinite air environment during the occurrence of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in aqueous solutions of nuclear fissile materials. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):17-26. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

**An approach to assessing the neutron radiation fluence in the infinite air environment during
the occurrence of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in aqueous solutions
of nuclear fissile materials**

Dmitry A. Pripachkin , Ilia D. Sadofev

National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation

✉ IDSadofev@mephi.ru

Abstract. To determine the potential dose consequences of a criticality accident (self-sustaining chain reaction), an approach to assessing the neutron radiation fluence in the air of the work area during the spontaneous onset of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in an aqueous uranium solution is proposed. This approach can be extended to

other nuclear fissile materials in aqueous solutions. To calculate the model source function, an iterative calculation method is developed using the GEANT4 software package, which implements the Monte Carlo method to simulate neutron transport within the source. Based on the results of Monte Carlo modeling of neutron radiation fields, it is shown that at distances from the neutron source greater than 100 m, the neutron spectrum changes insignificantly. This allows the effective interaction constants with air at these distances, averaged over the neutron spectrum, to be considered approximately constant. Consequently, an approximation can be proposed for the dependence of the neutron radiation fluence in the air of the work area on the distance to the model neutron source. The proposed neutron radiation fluence assessment can be used to predict the radiation environment in the event of a self-sustaining chain reaction in industrial facilities handling aqueous solutions of uranium dioxide or other fissile nuclear materials. In the future, it is planned to expand the applicability of the approach discussed in this article to other conditions under which neutron radiation occurs at nuclear fuel cycle facilities and to assess neutron exposure doses to personnel.

Keywords: nuclear fuel cycle, nuclear safety, radiation safety, SCR, Monte Carlo method, GEANT4

Введение

В ядерном топливном цикле на этапе производства ядерного топлива используются технологии, в которые включены переделы ядерных делящихся материалов (ЯДМ) в виде урановой руды, порошка диоксида урана, водных растворов, газа гексафторида урана или готовых твэлов. На этом этапе ЯДМ представляют собой изотопы урана и плутония в составе МОХ-топлива (смешанное оксидное уран-плутониевое топливо) и СНУП-топлива (смешанное нитридное уран-плутониевое топливо) для будущих реакторов четвертого поколения [1, с. 18-20], а также высокообогащенного топлива для исследовательских реакторов импульсного типа [2, с. 1-2]. Одной из возможных аварий, представляющих серьезную ядерную опасность для персонала в производственных условиях, является спонтанное возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР). Различные элементы производственной системы на предприятиях ЯТЦ, связанные с использованием, переработкой, хранением или транспортировкой ЯДМ, могут стать источником СЦР вследствие достижения ими критичности. Возникающий в такой ситуации источник деления опасен в первую очередь высокой дозой нагрузки на персонал, создаваемой смешанным гамма-нейтронным облучением [3, с. 1]. Согласно отчету Лос-Аламосской национальной лаборатории, 21 из 22 произошедших до 2000 года аварий с критичностью произошли с емкостями, содержащими водный раствор ЯДМ вследствие их неблагоприятной геометрии [3, с. 3-4], при этом ни одной аварии не произошло с порошка-

ми, при транспортировке или хранении делящегося материала. Можно сделать вывод, что в производственных условиях инциденты чаще всего происходили с делящимся материалом в растворе или суспензии. Наиболее показательной стала авария 1999 года на заводе по производству ядерного топлива в г. Токаймура, Япония [3, с. 70-75]. Данный инцидент стал следствием нарушения принятых на тот момент в отрасли правил ядерной безопасности при переработке ЯДМ для ускорения процесса производства и увеличения концентрации ЯДМ в растворе без уведомления персонала и изменения процедуры переработки, обосновав необходимость более тщательного контроля за операциями с ЯДМ и обучения персонала, а также комплексных предварительных оценок последствий возможных аварий.

Предприятия ЯТЦ, где производятся работы с делящимися материалами, обладают надежной системой ядерной и радиационной безопасности, основанной на доказавших свою эффективность методиках¹. Тем не менее, модернизация этих методик способствует совершенствованию охраны жизни и здоровья людей, и потому ее возможность должна быть всесторонне проанализирована. Существует возможность разработки экспресс-метода локализации источника СЦР и расчета доз облучения персонала на основе решения задачи восстановления положения и мощности источника СЦР с последующим построением пространственного распреде-

¹ Neutron Monitoring for Radiation Protection. Safety Reports Series. No. 115. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna, 2023.

ления мощности дозы облучения и интегральной дозы. Для определения возможных дозовых последствий аварии с возникновением СЦР подобным экспресс-методом необходимо оценить характеристики радиационных полей, создаваемых установками с ЯДМ во время аварии. Для оценки доз облучения при известном спектральном распределении нейтронов может быть использован их флюенс в совокупности с коэффициентами доза-флюенс, предложенных в публикации 116 МКРЗ². Целью данной статьи является разработка подхода к оценке флюенса нейтронного излучения, создаваемого модельным источником нейтронов на основе установки с раствором ЯДМ и выполнение такой оценки в воздухе рабочей зоны при спонтанном возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления в водных растворах ядерных делящихся материалов.

Инструменты и методы

Инструменты, реализующие численные методы для моделирования СЦР, можно разделить по типу решаемой задачи: анализ критичности системы, в большинстве случаев используемый для обоснования ядерной безопасности исследуемого объекта, и моделирование переноса излучения в среде для расчета оптимального местоположения блоков детектирования и возможных доз облучения персонала. В свою очередь, моделирование переноса излучения может производиться как детерминистскими методами, так и стохастическими. В настоящее время широко используемыми кодами для моделирования переноса нейтронного излучения и его продуктов являются программные пакеты MCNP6³ и GEANT4⁴. MCNP6 считается более надежным, поскольку был многократно и тщательно протестирован. Он аттестован как средство моделирования во многих странах мира, однако его популярность

ограничена платным распространением. С другой стороны, применение GEANT4 в качестве инструмента для расчета нейтронно-физических процессов требует тщательного анализа соответствующих фрагментов кода и тестирования с использованием экспериментальных данных, что было сделано авторами статьи [4, с. 1-2]. В свою очередь, авторы статьи [5] обнаружили, что Geant4 не имеет надлежащих зависимостей сечений деления, а во время реакции не производятся продукты деления. Для повышения точности исследований в задачах, связанных с делящимися материалами, они модифицировали программный пакет для восполнения этих пробелов и добавления новых возможностей. В частности, они интегрировали в пакет актуальные модели деления ядер нейтронами и гамма-квантами в предположении, что результат деления не зависит от типа иницилирующей частицы [5, с. 5-8]. Авторы демонстрируют хорошее соответствие результатов моделирования с помощью модифицированного пакета и экспериментальных данных.

Для моделирования источника нейтронов и переноса нейтронов в воздушной среде в данной работе был использован программный пакет GEANT4 (версия 11.3), поскольку он является открытым и не уступает MCNP в разнообразии физических моделей и полноте библиотек свойств материалов.

В свою очередь, непосредственно в ходе моделирования использовался встроенный физический лист QGSP_BERT_HP. Модели данного физического листа используют сечения взаимодействий нейтронов из библиотек JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1, сечения взаимодействий протонов из библиотеки TENDL-2014, сечения взаимодействий электронов и позитронов из библиотеки EEDL и сечения взаимодействий фотонов библиотеки EPDL97⁵. В адронную часть этого листа входят упругие и неупругие взаимодействия адронов, а также процессы захвата. Электромагнитные процессы включают в себя упругие и неупругие взаимодействия фото-

² ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116. Ann. ICRP 40(2-5).

³ MCNP® Website. 2025. URL: <https://mcnp.lanl.gov/> (дата обращения: 28.05.2026).

⁴ Geant4 : [сайт]. CERN, 2010–2026. URL: <https://geant4.web.cern.ch/> (дата обращения: 10.06.2026).

⁵ Credit/Citations for Data Files distributed with Geant4-Geant4. CERN, 2010-2026. URL: https://geant4.web.cern.ch/download/data_files_citations (дата обращения: 10.06.2026).

нов и лептонов. Каждый процесс строится на основе набора сечений и моделей взаимодействия⁶.

В общем случае утечка нейтронов $N_{ут}$ через внешнюю границу источника Γ определяется поверхностным интегралом проекции плотности тока нейтронов на внешнюю нормаль, выражение (1):

$$N_{ут} = \int_{\Gamma} \int_0^{E_{max}} \int_{4\pi} \vec{n}(\vec{r}_s) \vec{\Omega} \varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) d\Omega dE d\vec{r}_s, \quad (1)$$

где $\vec{n}(\vec{r}_s)$ – единичный внешний вектор нормали внешней границы в точке $\vec{r}_s$, $\vec{\Omega}$ – единичный вектор направления излучения; $\varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$ – энергоугловое распределение плотности потока нейтронов в точке фазового пространства $(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$. Корректный расчет величины утечки обеспечивает оценку пространственного распределения флюенса нейтронного излучения при установленном числе делений в источнике.

Утечка нейтронов через внешнюю границу и отражение нейтронов от сред, граничащих с делящимся материалом, приводит к неравномерному распределению плотности делений в его объеме. Для нахождения пространственного распределения плотности делений $\psi_f(\vec{r})$, которое, в свою очередь, определяет функцию $\varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$, необходимо решить однородное уравнение переноса нейтронов в среде с делящимся материалом. Геометрия данной задачи включает не только делящееся вещество и замедлитель в смеси с ним, но также и материалы окружающей среды, существенно влияющие на поле нейтронов в делящемся веществе за счет их замедления и отражения. Для получения $\psi_f(\vec{r})$ была применена следующая итерационная методика, основанная на использовании метода Монте-Карло:

1. Начальное распределение плотности делений $\psi_f^{(0)}(\vec{r})$ полагается равномерным

и принимается в качестве плотности делений текущего поколения нейтронов.

2. В соответствии с текущим распределением $\psi_f^{(k)}(\vec{r})$ разыгрывается случайная точка рождения нейтрона деления $\vec{r}_\xi$.

3. Разыгрывается случайная энергия нейтрона деления E_ξ с использованием формулы Уатта (2) [6, с. 4]:

$$f(E, a, b) = C e^{-aE} sh(\sqrt{bE}), \quad (2)$$

в которой параметры C, a, b зависят от делящегося радионуклида. Для ^{235}U в данной работе используются значения $C = 1$, $a = 2,29$, $b = 1,036$, указанные в [7, с. 81].

4. Выполняется моделирование переноса нейтронов, при этом история нейтрона обрывается при поглощении нейтрона или его утечке через внешнюю границу источника. При этом среднее количество вторичных нейтронов, которые образуются при делении $\nu(E)$, накапливалось для подсчета среднего количества вторичных нейтронов следующего, $(k + 1)$ -го поколения на 1 рожденный нейтрон деления в предыдущем поколении.

5. Сравниваются результаты расчетов плотности делений в двух последовательных поколениях. Если они отличаются более, чем на 5%, то есть:

$$\frac{\|\psi_f^{(k)} - \psi_f^{(k+1)}\|}{\|\psi_f^{(k)}\|} > 0,05, \text{ шаги 2-5 повторяются;}$$

6. Процесс останавливается при получении статистически достоверного результата определения плотности делений

$$\psi_f^{(k+1)}(\vec{r}): \frac{\|\psi_f^{(k)} - \psi_f^{(k+1)}\|}{\|\psi_f^{(k)}\|} \leq 0,05.$$

Общая блок-схема предложенной методики приведена на рисунке 1. Удовлетворительная точность результатов (статистическая неопределенность не более 10%) для спектральных и угловых распределений достигалась за время расчета в течение 30 минут.

⁶ QGSP_BERT – PhysicsListGuide 11.4 documentation. CERN, 2010-2026. URL: https://geant4-userdoc.web.cern.ch/UsersGuides/PhysicsListGuide/html/reference_PL/QGSP_BERT.html (дата обращения: 10.06.2026).

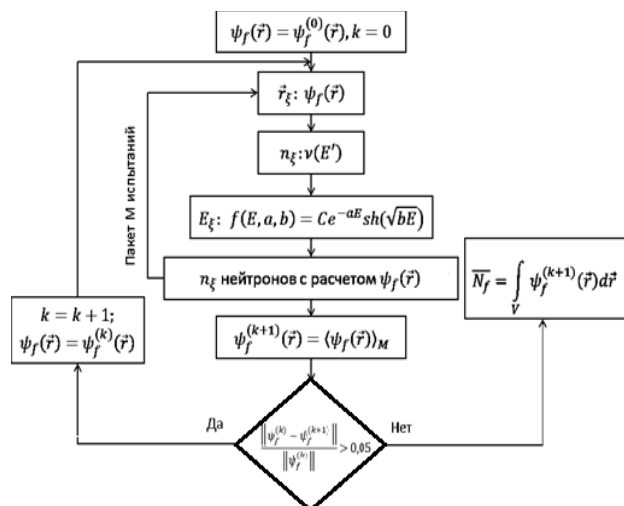


Рисунок 1. Общая схема методики для расчета распределения плотности делений в растворе ЯДМ
Figure 1. General scheme of the method for calculating the distribution of fission density in a nuclear fissile material solution

В качестве примера использования представленной методики выбран модельный источник нейтронов, представляющий собой цилиндр, заполненный водой, с диаметром 65 см. В нем находится 57,9 кг диоксида урана со степенью обогащения 6.5 % по ^{235}U (рис. 2) в виде осадка высотой 30 см. Концентрация диоксида урана в осадке составляет 581,6 г/л. Над осадком расположен слой воды объемом 60 л, а сам цилиндр располагается на бетонном полу толщиной 1 м. Более подробно данный источник нейтронов описан в работе [3, с. 45-48].

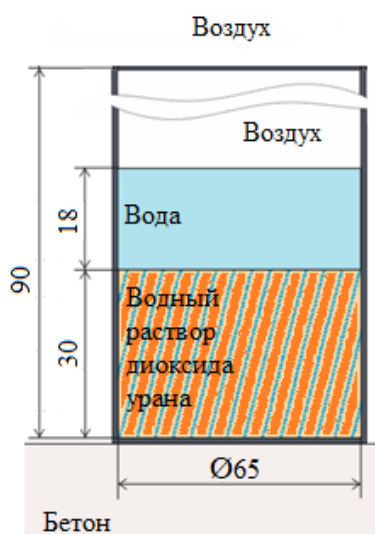


Рисунок 2. Описание источника нейтронного излучения
Figure 2. Description of the neutron radiation source

При моделировании воздушная среда вокруг источника и бетонный пол под ним ограничивались кубом размерами 5х5х5 м, источник располагался в центре данного куба. Нейтроны, на очередном шаге моделирования вылетевшие за пределы данной области, переставали участвовать в моделировании. Начальное распределение плотности делений в источнике принималось равномерным по объему осадка, а для последующих этапов моделирования определялось по описанной выше методике.

Анализ результатов

На рисунке 3 приведено сравнение спектра нейтронов деления и спектра нейтронов утечки для исследуемого источника. Здесь спектр деления описывается формулой Уатта (2), а спектр нейтронов утечки получен с помощью моделирования в GEANT4 с полученной плотностью деления $\psi_f(\vec{r})$ в качестве функции источника.

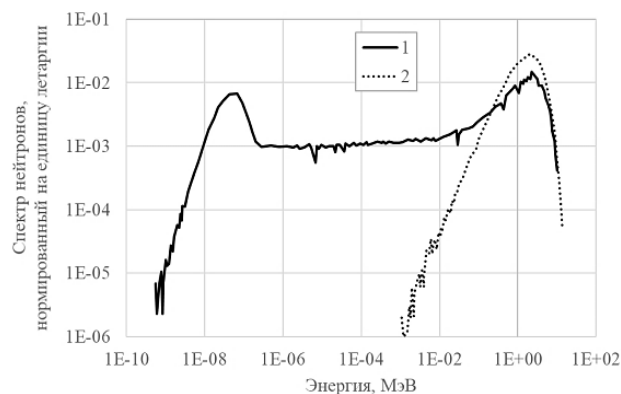


Рисунок 3. Спектры нейтронов утечки (1) и начального спектра деления (2), нормированные на единицу летаргии
Figure 3. Spectra of leakage neutrons (1) and initial fission spectrum (2), normalized per unit of lethargy

Как видно из рисунка 3, спектр нейтронов утечки существенно отличается от спектра деления, это связано с замедлением нейтронов в воде и самом делящемся материале. В объеме источника спектр определяется в основном замедленными нейтронами с характерным максвелловским распределением в тепловой области.

Полученный с помощью моделирования спектр нейтронов утечки (см. рис. 3) можно аппроксимировать функцией $f(E)$, которая нормирована на один нейтрон деления

и представляет собой линейную комбинацию трех нормированных функций $f_i(E)$ и взвешивающих коэффициентов C_i в интервале от 0,4 эВ до 4 МэВ, выражение (3):

$$f(E) = C_1 f_1(E) + C_2 f_2(E) + C_3 f_3(E). \quad (3)$$

Каждая из функций $f_i(E)$ задана на своем интервале (E_{i1}, E_{i2}) . Взвешивающие коэффициенты C_i положительны, а их сумма нормирована на единицу.

Таблица 1. Параметры математической модели спектра нейтронов утечки (3)

Table 1. Parameters of the mathematical model of the leakage neutron spectrum (3)

Функция	E_{i1} , МэВ	E_{i2} , МэВ	C_i	A_i , МэВ	a_i	b_i	g_i
$f_1(E)$	$4,0 \cdot 10^{-7}$	1,2	0,392	0,086187	0,9638	-	-
$f_2(E)$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	14,0	0,550	0,33425	1,10	2,35	-
$f_3(E)$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	4,0	0,058	3,5228	0,3	$2,0 \cdot 10^{-6}$	3,3

Как видно из таблицы 1, более половины нейтронов утечки, вылетающих из рассмотренного источника (см. рис. 2), относятся к спектру деления, а вклад переходной области спектра составляет меньше 6%. На рисунке 4 приведено сравнение результатов моделирования, полученных методом Монте-Карло и по модели (3) для трех областей спектра нейтронов утечки.

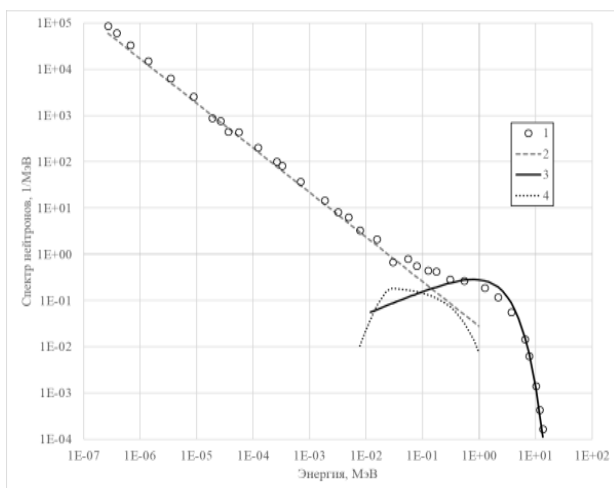


Рисунок 4. Спектр нейтронов утечки. Результаты моделирования (1) и аппроксимации областей спектра: спектр замедления (2), деления (3), переходная область (4)

Figure 4. Leakage neutron spectrum. Results of modeling (1) and approximation of spectral regions: moderation spectrum (2), fission (3), transition region (4)

Для определения возможных дозовых последствий аварии методом Монте-Карло с использованием пакета GEANT4 были

получены оценки спектров нейтронов в бесконечной воздушной среде. Нейтроны моделировались вылетающими изотропно из точечного источника, а их начальная энергия разыгрывалась по модели (3). Для оценки зависимости флюенса нейтронов от расстояния до источника нейтронов были проанализированы спектральные распределения плотности потока нейтронов в расчете на один нейтрон источника на разных расстояниях от него. Нормированные таким образом спектры нейтронов $\phi(R, E)$ представлены на рисунке 5 для расстояний от 10 до 150 м от источника.

получены оценки спектров нейтронов в бесконечной воздушной среде. Нейтроны моделировались вылетающими изотропно из точечного источника, а их начальная энергия разыгрывалась по модели (3).

Для оценки зависимости флюенса нейтронов от расстояния до источника нейтронов были проанализированы спектральные распределения плотности потока нейтронов в расчете на один нейтрон источника на разных расстояниях от него. Нормированные таким образом спектры нейтронов $\phi(R, E)$ представлены на рисунке 5 для расстояний от 10 до 150 м от источника.

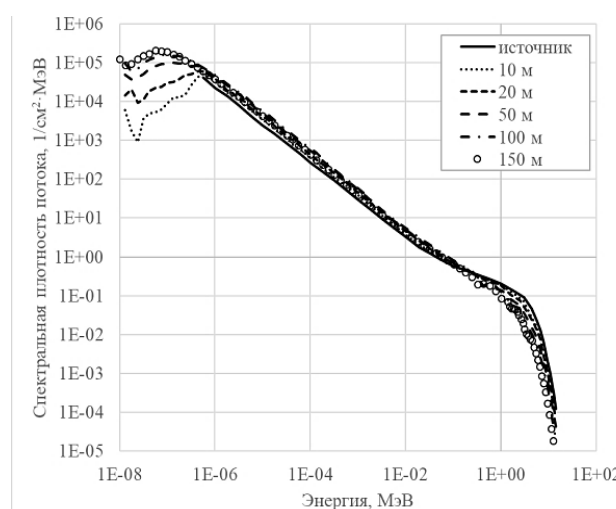


Рисунок 5. Изменение формы спектра нейтронов в бесконечной воздушной среде на различных расстояниях от источника нейтронов

Figure 5. Change in the shape of the neutron spectrum in an infinite air medium at different distances from the neutron source

Нормирование дает возможность оценивать изменение самой формы спектра. Также на рисунке 5 представлен спектр нейтронов утечки, который используется как исходный спектр точечного источника нейтронов.

Из рисунка 5 следует, что, как и исходный спектр источника, спектры нейтронов в бесконечной воздушной среде представлены тремя компонентами: быстрыми нейтронами с энергией выше 200 кэВ, нейтронами, испытавшим замедление в воздухе (1 эВ – 200 кэВ), тепловыми нейтронами (менее 1 эВ). Вклад быстрых нейтронов монотонно убывает с ростом расстояния за счет их постепенного замедления в воздухе. На расстоянии более 50 м спектр быстрых нейтронов начинает заметно убывать (рис. 6), что обусловлено резонансами в энергетической зависимости сечений ядерных реакций на азоте $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$.

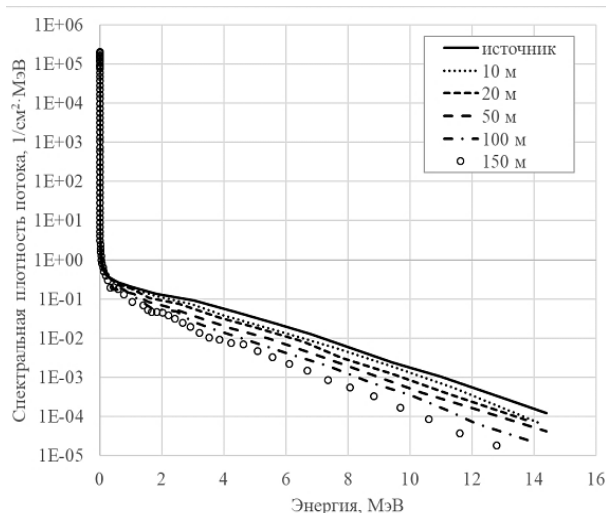


Рисунок 6. Нормированные спектры быстрых нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 6. Normalized spectra of fast neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Вклад замедленных нейтронов с увеличением расстояния до источника в целом возрастает, сохраняя свою форму с зависимостью $\varphi(R, E) \sim E^{-1}$ (рис. 7). При этом в воздухе имеет место значительное поглощение нейтронов за счет реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$, что связано с увеличением сечения поглощения в воздухе для нейтронов с энергией ниже 100 эВ. Этот процесс вносит значимый вклад в общее сечение взаимодействия нейтронов.

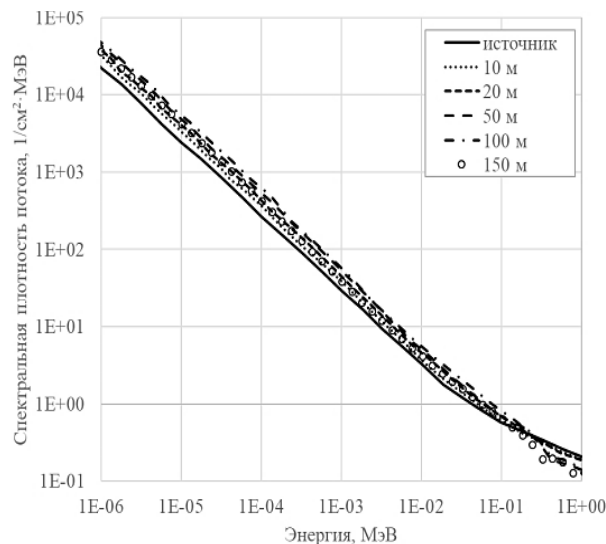


Рисунок 7. Нормированные спектры промежуточных нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 7. Normalized spectra of intermediate neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Вклад тепловых нейтронов увеличивается с ростом расстояния (рис. 8). При этом даже для наибольших из рассматриваемых расстояний (100-150 м) его вклад в величину интегральной плотности потока не превышает 10%, а на расстояниях до 50 м – не более 7%.

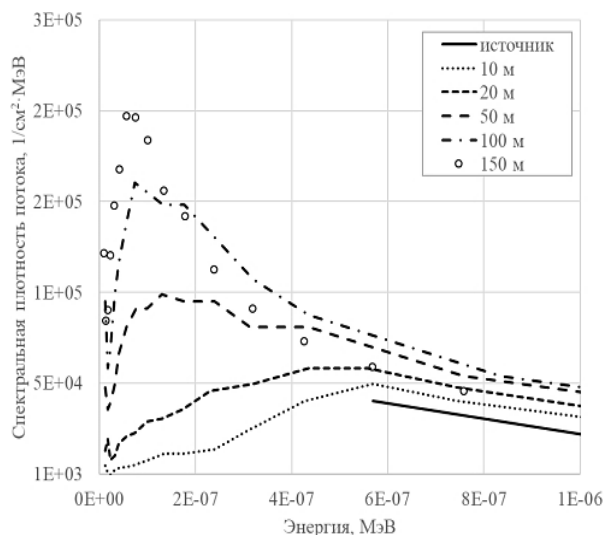


Рисунок 8. Нормированные спектры тепловых нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 8. Normalized spectra of thermal neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Учитывая слабо меняющуюся форму спектра нейтронов в воздухе на расстояниях от источника нейтронов 100-150 м, можно сделать вывод о том, что основные эффек-

тивные, то есть усредненные по спектру нейтронов, константы взаимодействия с воздухом на этих расстояниях можно приближенно считать неизменными. Кроме того, область резонансов для ядер $^{14}_7\text{N}$ и $^{16}_8\text{O}$ лежит выше 400 кэВ, а ниже этого значения взаимодействие нейтронов определяется в основном упругим потенциальным рассеянием, имеющим постоянное сечение вплоть до тепловых энергий.

В приближении односкоростной модели переноса нейтронов [8, с. 26-27] флюенс как функция от расстояния между источником нейтронов и детектором R может быть описан выражением (4):

$$F(R) = Q_0 \left(\varepsilon(R) \frac{e^{-\Sigma_{eff}R}}{4\pi R^2} + f_0 \frac{e^{-kR}}{R} \right). \quad (4)$$

Здесь Q_0 – полное число делений в источнике; $\varepsilon(R)$, Σ_{eff} , f_0 , k – коэффициенты аппроксимации. В выражении (4) первое слагаемое соответствует переходному решению, которое на малых расстояниях от точечного источника нейтронов совпадает с плотностью потока нерассеянного излучения. Второе слагаемое в выражении (4) представляет собой асимптотическое решение, полученное на основе теории диффузии, и определяет поведение плотности потока на больших расстояниях от источника. Функция $\varepsilon(R)$ для сильно рассеивающей среды ($\frac{\Sigma_s}{\Sigma_{tot}} \cong 1$) монотонно убывает с расстоянием. На основе сопоставления результатов моделирования и аналитической зависимости (4) были получены значения коэффициентов аппроксимации $\varepsilon(R)$, Σ_{eff} , f_0 , k , используемых в зависимости (4), они представлены в таблицах 2 и 3.

Таблица 2. Значения коэффициента $\varepsilon(R)$ для расстояний от источника

Table 2. Values of the coefficient $\varepsilon(R)$ for distances from the source

R , м	5	10	15	20	35	50	75	100	150
$\varepsilon(R)$	0,93	0,88	0,83	0,81	0,75	0,72	0,66	0,62	0,55

Таблица 3. Коэффициенты для уран-оксидного источника нейтронов в бесконечной воздушной среде

Table 3. Coefficients for a uranium-oxide neutron source in the infinite air environment

Коэффициент	Σ_{eff} , м^{-1}	f_0 , м^{-1}	k , м^{-1}
Значение	0,014	$4,64 \cdot 10^{-9}$	0,0053

На рисунке 9 представлены результаты моделирования флюенса нейтронов в воздухе от расстояния до источника нейтронов, образовавшихся при возникновении критичности в водном растворе диоксида урана (см. рис. 2) и его аналитическая оценка, рассчитанная по зависимости (4) с учетом коэффициентов аппроксимации (см. табл. 2 и 3). Значение коэффициента достоверности аппроксимации R^2 превышает 0,95.

Заключение

В данной работе выполнена оценка флюенса нейтронного излучения модельного источника нейтронов – емкости с водным раствором диоксида урана – при спонтанном возникновении в нем самоподдерживающейся цепной реакции деления. Для этого с помощью программного пакета GEANT4,

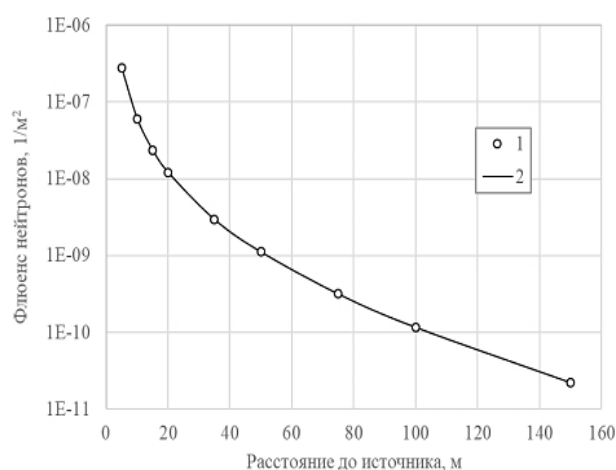


Рисунок 9. Зависимость флюенса нейтронов в воздухе от расстояния до источника нейтронов. Моделирование (1) и аналитическая оценка (2)

Figure 9. Dependence of neutron fluence in air on the distance to the neutron source. Simulation (1) and analytical assessment (2)

дополненного итерационной методикой, получена плотность делений в источнике и спектр нейтронов утечки, далее рассчитаны спектры нейтронов на различных расстояниях от источника в бесконечной воздушной среде. Полученные результаты позволили оценить значения коэффициентов аппроксимации для аналитической зависимости флюенса нейтронов источника с замедленным спектром деления в бесконечной воздушной среде в зависимости от расстояния R .

Предложенная оценка флюенса нейтронного излучения может использоваться для прогнозирования радиационной обстановки в случаях СЦР в производственных помещениях при работах с водными растворами диоксида урана или других ядерных делящихся материалов. В дальнейшем планируется расширить область применимости рассмотренного в статье подхода на другие условия возникновения нейтронного излучения на предприятиях ЯТЦ и оценку доз нейтронного облучения персонала.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. Москва: Техносфера, 2016. 160 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/ (дата обращения: 10.06.2026).
Dvukhkomponentnaya yadernaya energeticheskaya sistema s teplovymi i bystryimi reaktorami v zamknutom yadernom toplivnom tsikle. Pod red. N.N. Ponomareva-Stepnogo. Moskva: Tekhnosfera, 2016. 160 p. (In Russ.). Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/ (accessed: 10.06.2026).
2. Hassan A.A., Bulavin M.V., Myktybekov D., Abdalla Ayman M., Ashraf O. A comprehensive review of pulsed research reactors: Focus on Russian periodic fast reactors. Nuclear engineering and design. 2025;433:113810. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113810>
3. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР. Отчет Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-13638-TR. Маклафлин Т.П., Монахан Ш.П., Прувост Н.Л., Фролов В.В., Рязанов Б.Г., Свиридов В.И. Лос-Аламос: Лос-Аламосская национальная лаборатория, 2003. 210 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/obzor-yadernyh-avariy_2003/p1-48/ (дата обращения: 10.06.2026).
Overview of nuclear accidents involving the occurrence of a self-sustaining nuclear chain reaction. Los Alamos National Laboratory Report LA-13638-TR. Maklaflin T.P., Monakhan Sh.P., Pruvost N.L., Frolov V.V., Riazanov B.G., Sviridov V.I. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2003. 210 p. (In Russ.). Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/obzor-yadernyh-avariy_2003/p1-48/ (accessed: 10.06.2026).
4. Hecht A.A., Blakeley R.E., Martin W.J., Leonard E. Comparison of Geant4 and MCNP6 for use in delayed fission radiation simulation. Annals of nuclear energy. 2014;69:134-138. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.02.004>
5. Tan J., Bendahan J. Geant4 modifications for accurate fission simulations. Physics procedia. 2017;90:256-265. <https://doi.org/10.1016/j.phpro.2017.09.005>
6. Watt B.E. Energy Spectrum of Neutrons from Thermal Fission of U235. Physical review. 1952;87(6):1037-1041. <https://doi.org/10.1103/PhysRev.87.1037>
7. Физика деления атомных ядер. Москва: Атомиздат, 1957. 214 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_p_fizika-deleniya-atomnyh-yader_1957/p81/ (дата обращения: 10.06.2026).
Fizika deleniya atomnykh yader. Moskva: Atomizdat, 1957. 214 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_p_fizika-deleniya-atomnyh-yader_1957/p81/ (accessed: 10.06.2026).
8. Кейз К., Цвайфель П. Линейная теория переноса. Пер. с англ. М.Г. Кузьминой; под ред. М. В. Масленникова. Москва: Мир; 1972. 384 с. Режим доступа: <https://klex.ru/1dbp?ysclid=msr9t96shh986907186> (дата обращения: 15.05.2026).
Kejz K., Tsvajfel' P. Linejnaya teoriya perenos. Per. s angl. M.G. Kuz'minoj; pod red. M.V. Maslennikova. Moskva: Mir, 1972. 384 p. (In Russ.). Available at: <https://klex.ru/1dbp?ysclid=msr9t96shh986907186> (accessed: 10.06.2026).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Припачкин Д.А. – подготовка введения к работе, интерпретация результатов, формулировка выводов, редактирование и подготовка окончательной версии рукописи;
Садофьев И.Д. – разработка итерационной методики для расчета плотности делений в источнике, выполнение расчетов (моделирование переноса излучения

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Pripachkin D.A. – preparation of the introduction to the work, interpretation of the results, formulation of the conclusions, editing and preparation of the final version of the manuscript;
Sadofev I.D. – development of the iterative method for calculating the fissions density in the source, calculations (radiative transfer modeling in the GEANT4 software

в программном пакете GEANT4, дополненное итерационной методикой), подготовка таблиц и результатов.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии внешнего финансирования

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Дмитрий Александрович Припачкин, доктор физико-математических наук, заведующий кафедрой радиационной физики и безопасности атомных технологий (№1), Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-3412-6475>

Илья Дмитриевич Садофьев, инженер 2 категории, кафедра радиационной физики и безопасности атомных технологий (№1), Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0000-6818-7295>

e-mail: IDSadofev@mephi.ru

package, supplemented by the iterative method), preparation of tables and results.

FUNDING:

The authors declare no external funding

CONFLICT OF INTEREST:

The authors declare no conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Dmitry A. Pripachkin, Doc. Sci. (Eng.), Head of Department, Department of Radiation Physics and Nuclear Technologies Safety (No. 1), National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-3412-6475>

Ilia D. Sadofev, 2nd Category Engineer, Department of Radiation Physics and Nuclear Technologies Safety (No. 1), National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0000-6818-7295>

e-mail: IDSadofev@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 12.05.2026

После доработки / Revision 17.08.2026

Принята к публикации / Accepted 20.08.2026

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

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-03>

УДК 621.039.51

EDN FTDBEN

Оригинальная статья / Original paper



Кросс-верификация расчетного моделирования критических экспериментов БФС-97 и анализ влияния технологических и константных неопределенностей на коэффициент размножения

М.З. Буркеев , Р.А. Внуков  , В.В. Колесов 

*Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», отделение ядерной физики и технологий, г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация
 vnukovra@oiate.ru*

Резюме. Выполнена кросс-верификация расчетного моделирования критических сборок БФС-97 и оценено влияние технологических неопределенностей и выбора библиотеки ядерных данных на эффективный коэффициент размножения. Для конфигураций БФС-97-1–БФС-97-4 построены гетерогенные модели в коде Serpent 2 с библиотеками JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1. Рассчитаны абсолютные значения k_{eff} , температурные эффекты реактивности и межбиблиотечные сдвиги. Температурный отклик сопоставлен с результатами расчетов, выполненных детерминистическим кодом TRIGEX, а причины различий между библиотеками исследованы однопараметрической заменой сечений отдельных нуклидов. В качестве критерия воспроизведения использована полная технологическая неопределенность эталонного эксперимента. Для сборки БФС-97 полная неопределенность k_{eff} составляет 0,26-0,31 %, причем основной вклад вносит геометрия. Температурный эффект при изменении температуры от 314 до 329 К возрастает по модулю примерно от 18 pcm для БФС-97-1 до 63-64 pcm для БФС-97-3 и БФС-97-4. Для БФС-97-3 и БФС-97-4 результаты Serpent согласуются с оценками TRIGEX в пределах $2-3\sigma(\Delta\rho)$; для БФС-97-1 и БФС-97-2 совпадают знак и порядок величины эффекта, однако расхождение превышает $3\sigma(\Delta\rho)$. Для конфигурации БФС-97-4 межбиблиотечный разброс абсолютного k_{eff} достигает 0,2-0,9 % и становится сопоставимым с технологической неопределенностью эксперимента или превышает ее. Нуклидная декомпозиция показывает, что основной вклад в расхождения дают сечения ^{238}U и ^{239}Pu . Установлено, что дифференциальный температурный эффект значительно устойчивее к выбору библиотеки, чем абсолютная критичность. Воспроизводимость расчета для валидационных задач следует оценивать относительно полной неопределенности эталонного эксперимента, а не только относительно статистической погрешности метода Монте-Карло.

Ключевые слова: БФС-97, Serpent, неопределенности, технологические погрешности, ядерные данные, JEFF, ENDF, кросс-верификация, чувствительность, k_{eff}

Для цитирования: Буркеев М.З., Внуков Р.А., Колесов В.В. Кросс-верификация расчетного моделирования критических экспериментов БФС-97 и анализ влияния технологических и константных неопределенностей на коэффициент размножения. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):27-37. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-03>

For citation: Burkeev M.Z., Vnukov R.A., Kolesov V.V. Cross-verification of computational modeling of BFS-97 critical experiments and impact analysis of technological and nuclear-data uncertainties on the multiplication factor. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):27-37. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-03>

Cross-verification of computational modeling of BFS-97 critical experiments and impact analysis of technological and nuclear-data uncertainties on the multiplication factor

Mars Z. Burkeev , Ruslan A. Vnukov  , Valery V. Kolesov *Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering the Branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Department of Nuclear Physics and Technologies, Obninsk, Kaluga region, Russian Federation,
 vnukovra@oiate.ru*

Abstract. Cross-verification of computational models of the BFS-97 critical assemblies is performed, and the effects of technological uncertainties and nuclear data library selection on the effective multiplication factor are assessed. Heterogeneous Serpent 2 models are developed for the BFS-97-1 through BFS-97-4 configurations using the JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, and ENDF/B-VII.1 libraries. Absolute k_{eff} values, temperature reactivity effects, and inter-library shifts are calculated. The temperature response is compared with results obtained using the deterministic TRIGEX code with the BNAB-93 multigroup constants, while the origins of library-dependent differences are examined by one-at-a-time replacement of individual nuclide cross sections. The total technological uncertainty of the benchmark experiment is used as the reproducibility criterion. The calculations show that the total k_{eff} uncertainty for the BFS-97 assemblies is 0.26-0.31 %, with geometry providing the dominant contribution. As temperature increase from 314 to 329 K, the magnitude of the reactivity effect rises from approximately 18 pcm for BFS-97-1 to 63–64 pcm for BFS-97-3 and BFS-97-4. The Serpent and TRIGEX results agree within $2-3\sigma(\Delta\rho)$ for BFS-97-3 and BFS-97-4; the sign and order of magnitude agree, but the difference exceeds $3\sigma(\Delta\rho)$ for BFS-97-1 and BFS-97-2., the inter-library spread in absolute k_{eff} reaches 0.2-0.9 %, making it comparable to or greater than the technological uncertainty of the experiment for BFS-97-4. Nuclide decomposition identifies the ^{238}U and ^{239}Pu cross sections as the main contributors to the discrepancies. It is found that the differential temperature effect is substantially less sensitive to the library choice than absolute criticality. Calculation reproducibility should therefore be judged against the complete uncertainty of the benchmark experiment rather than against the Monte Carlo statistical error alone.

Keywords: BFS-97, Serpent, uncertainties, technological uncertainties, nuclear data, JEFF, ENDF, cross-verification, sensitivity, k_{eff}

Введение

Воспроизводимость критических экспериментов расчетными кодами является необходимым условием валидации нейтронно-физических моделей и библиотек ядерных данных, используемых при обосновании безопасности ядерных установок. Без согласованного перечня [1, 2] неопределенностей сравнение расчета и эксперимента остается формальным: если изучаемый эффект сопоставим с погрешностью экспериментального моделирования или меньше ее, подтвердить наличие либо отсутствие эффекта практически невозможно; когда же эффект превышает эту погрешность, корректное воспроизведение выдвигает проблему выбора константного обеспечения и точности описания технологической конфигурации стенда.

Погрешности расчета нейтронно-физических характеристик принято разделять на константную (связанную с неопределенностями оцененных сечений и ковариаций), методическую (приближения транспортной модели, обработки сечений, статистики Монте-Карло) и технологическую (несоответствие реальной сборки идеализированной модели по составу, размерам и температуре). Именно технологическая составляющая определяет «окно», в котором

можно говорить о воспроизведении эксперимента, а константная – о том, насколько выбор библиотеки способен сместить результат за пределы этого окна.

Для тепловых и смешанных систем неопределенности особенно критичны. Смягчение спектра увеличивает роль резонансного поглощения ^{238}U , термализации на водороде и сечений деления/захвата ^{239}Pu в области, где экспериментальная база дифференциальных измерений и согласованность оценок между библиотеками исторически менее однородны, чем в чисто быстром спектре. Поэтому даже при корректной геометрии модели малые вариации температуры, состава полиэтилена или выбора файла сечений могут дать заметный сдвиг k_{eff} . Актуализация диапазонов неопределенностей нужна не как формальность оформления бенчмарка, а как условие корректного ответа на вопрос: воспроизводим ли мы эксперимент данным кодом и данной библиотекой.

Кросс-верификация в данном контексте понимается как независимое сопоставление результатов, полученных разными кодами и/или разными наборами ядерных данных, с опорой на один и тот же экспериментальный бенчмарк. Такой подход повышает достоверность оценки суммарной неопреде-

ленности и помогает выявить систематические ошибки исходных данных или моделирования. Если два независимых расчета согласуются между собой и с экспериментом в пределах технологической неопределенности, вывод о воспроизведении становится существенно надежнее, чем при опоре на единственный код и единственную библиотеку.

Методология оценки неопределенностей критических бенчмарков систематизирована в международном руководстве по выражению неопределенностей критических экспериментов [1]: массы и составы материалов, геометрия (размеры и взаимное положение элементов), температура и избыток реактивности вносят вклады в $\sigma(k_{\text{eff}})$, которые при линейности отклика суммируются в квадратуре. Аналогичный подход для реакторно-физических экспериментов изложен в руководстве по выражению неопределенностей реакторно-физических экспериментов [2]. Важный вывод этих документов состоит в том, что неопределенность «близости к критичности» часто оказывается одной из наименьших, тогда как состав и геометрия доминируют. Практика оценки критических бенчмарков подтверждает: без полноценного учета всех неопределенностей оценка систематического смещения кода и сечений искажается, а эталонный эксперимент теряет ценность для улучшения ядерных данных [3].

Для серии сборок БФС-97/99/101 (гетерогенные композиции металлического плутония, обедненного диоксида урана и полиэтилена) детальный расчет неопределенностей приведен в оценке критических экспериментов этой серии в международном справочнике [4]. Для конфигураций БФС-97 полная неопределенность k_{eff} составляет 0,26-0,31 % (1σ), причем основной вклад дает геометрия (высота зоны и повторяемость эксперимента), затем - материальный состав; температурная неопределенность $\pm 15^\circ\text{C}$ вносит в $\sigma(k_{\text{eff}})$ от $\sim 0,01$ % (97-1) до $\sim 0,06$ % (97-3/97-4). Эти величины задают естественный масштаб для суждения «воспроизводим / не воспроизводим». Родственные описания тех же экспериментов как реакторно-физических бенчмарков представлены в [5].

В литературе по технологическим неопределенностям сравнительно мало обзорных работ: тема раскрывается либо в методических руководствах по оценке критических и реакторно-физических экспериментов [1,2], либо в перечнях конкретных экспериментов. Примеры распространения технологических неопределенностей изготовления (радиус топлива, толщина зазора и оболочки) методом статистической выборки параметров модели показывают, что вклад геометрии в неопределенность размножения, как правило, меньше вклада ядерных данных, но не пренебрежим для валидации [6]. В отечественной нормативной практике подходы к оценке чувствительности и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности закреплены в руководстве по безопасности РБ-166-20¹.

Константные неопределенности исследованы существенно шире. Детерминистический подход «коэффициенты чувствительности + ковариационные матрицы сечений» реализован, в частности, в специализированных модулях анализа чувствительности комплекса SCALE [7]. Альтернативой служит статистическое распространение неопределенностей ядерных данных путем многократных расчетов со случайными реализациями файлов сечений, сопоставляемое с методами теории возмущений [8]. Верификация ковариационных файлов JEFF-3.3 на большом наборе критических бенчмарков показывает, что для плутониевых систем со смешанным и промежуточным спектром неопределенность k_{eff} , обусловленная ядерными данными, может достигать существенных величин, а доминирующими вкладчиками часто оказываются реакции на ^{239}Pu и ^{238}U [9], особенно если выбирать составы с МОКС-топливом.

Обновления оценок актинидов между релизами библиотек напрямую влияют на предсказание критичности. В JEFF-3.3 пере-

¹ РБ-166-20. Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций: руководство по безопасности при использовании атомной энергии: утв. приказом Ростехнадзора от 30.07.2020 № 288. URL: https://docs.secnrs.ru/catalog/RB/RB_166_20/ (дата обращения: 27.07.2026).

работаны файлы ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu (в том числе резонансная и неразрешенная области ^{239}Pu) относительно JEFF-3.1.1 [10]; оценки ENDF/B-VII.0 и ENDF/B-VII.1 широко используются в межбиблиотечных сопоставлениях [11,12]. Для стенда БФС отечественные исследования подтверждают ценность интегральных экспериментов при верификации кодов и констант (отечественные и зарубежные библиотеки оцененных данных) и при оценке константной составляющей погрешности характеристик быстрых реакторов [13-15]. Обзор экспериментов на стенде БФС, включенных в международные справочники, дан в работе [5].

Отдельного внимания заслуживает сопоставление технологической и константной шкал. Если суммарная технологическая неопределенность для БФС-97 фиксирована на уровне около 0,3 % δk , то константная составляющая, оцениваемая либо межбиблиотечным разбросом, либо через ковариации, может быть того же порядка или больше – особенно в смешанном спектре, где чувствительность к ^{239}Pu и ^{238}U высока [9]. В этом случае «хорошее» согласие расчета с экспериментом на одной библиотеке и «плохое» на другой отражает не столько ошибку модели стенда, сколько неопределенность ядерных данных. Кросс-верификация несколькими библиотеками и кодами позволяет отделить эти эффекты.

Актуальность настоящей работы связана с развитием перспективных легководных

систем (в частности, концепций с регулированием реактивности через водо-топливное отношение и ужесточением спектра), для которых валидация на сборках со смешанным спектром типа БФС-97 приобретает повышенное значение. Цель работы – выполнить кросс-верификацию расчетов Serpent [16] для конфигураций БФС-97-1 (а также 2-4), количественно сопоставить температурный и межбиблиотечный эффекты с суммарной технологической неопределенностью эталонного эксперимента и с результатами независимого расчета по программе TRIGEX, а также физически интерпретировать межбиблиотечные отличия k_{eff} на основе однопараметрической нуклидной декомпозиции. Расчеты ограничены серией БФС-97; конфигурации 99/101 рассматриваются только как контекст бенчмарка.

Методика расчетного моделирования и кросс-верификации

Общая логика анализа показана на рисунке 1. Сначала фиксируется интервал технологической неопределенности эталонного эксперимента как внешняя шкала воспроизведения. Затем температурный эффект, рассчитанный кодом Serpent на одной библиотеке, сопоставляется с результатами расчета по коду TRIGEX. Далее сравниваются абсолютные k_{eff} по трем библиотекам, после чего нуклидная декомпозиция объясняет выход за технологическое окно.

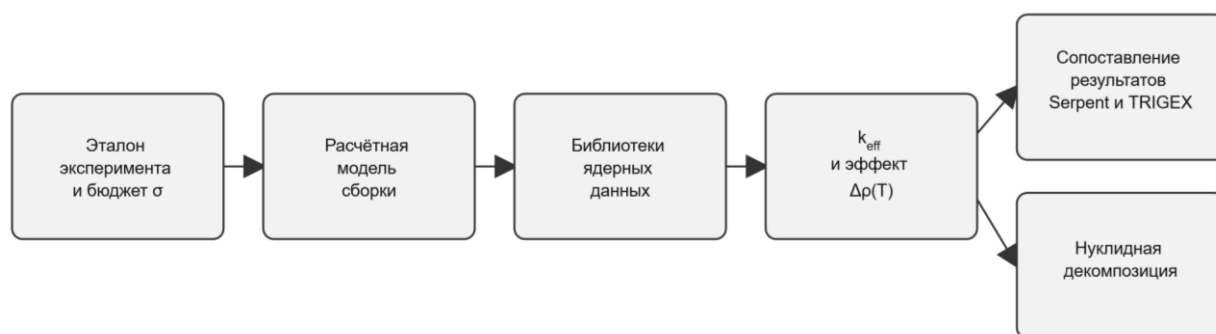


Рисунок 1. Схема кросс-верификации и анализа неопределенностей: от эталонной неопределенности $\sigma(k_{\text{eff}})$ через расчетную модель и библиотеки ядерных данных к сопоставлению эффектов реактивности, рассчитанных кодами Serpent и TRIGEX, и к нуклидной декомпозиции. Критерий воспроизведения: $|k_{\text{расч}} - k_{\text{эт}}|$ сравнивается с технологической σ ; $|\Delta\rho_{\text{Serpent}} - \Delta\rho_{\text{TRIGEX}}|$ – с $2-3\sigma(\Delta\rho)$

Figure 1. Cross-verification and uncertainty analysis flowchart: from the reference uncertainty $\sigma(k_{\text{eff}})$ through the computational model and nuclear data libraries to comparison of the reactivity effects calculated with Serpent and TRIGEX and to nuclide decomposition. Reproducibility criterion: $|k_{\text{calc}} - k_{\text{bench}}|$ is compared with technological σ ; $|\Delta\rho_{\text{Serpent}} - \Delta\rho_{\text{TRIGEX}}|$ with $2-3\sigma(\Delta\rho)$

Объект моделирования. Объектом исследования выбраны четыре критические конфигурации серии БФС-97 стенда БФС-1 (ФЭИ, эксперименты 2004-2005 гг.), включенные в международный справочник критических экспериментов [4]. Активная зона набирается из алюминиевых трубок внешним диаметром 5,0 см (толщина стенки 0,1 см) в гексагональной решетке с шагом $5,10 \pm 0,01$ см. В трубки загружаются блочки металлического плутония Pu(95)L, обедненного UO₂, стали и алюминия; в конфигурациях 97-2 и 97-4 между трубками устанавливаются полиэтиленовые стержни диаметром 0,8 см, а в 97-3 и 97-4 дополнительно вводятся полиэтиленовые таблетки над блочками плутония. Таким образом формируется ряд

по атомному отношению водорода к плутонию H/Pu: 0 (97-1), 1,0 (97-2), 4,7 (97-3), 6,0 (97-4) – от быстрого спектра (более 50 % делений выше 100 кэВ) к смешанному.

Конфигурации 97-1 и 97-3 соответствуют наборам без межтрубных полиэтиленовых стержней, но различаются наличием полиэтиленовых таблеток в трубке; 97-2 и 97-4 добавляют стержни. Такое построение ряда позволяет проследить переход от быстрого к смешанному спектру при сохранении плутониевой загрузки (~22 % Pu в топливе, 4,6 % ²⁴⁰Pu в плутонии). Эталонные значения k_{eff} расчетной модели эксперимента и полные неопределенности (1σ) по [4] приведены в таблице 1.

Таблица 1. Эталонные характеристики БФС-97 по оценке критических экспериментов [4]
Table 1. Reference characteristics of BFS-97 according to the critical benchmark evaluation [4]

Сборка	Эталонный k_{eff}	σ_{total} , %	$\delta k/\delta t$, 1/°C	Вклад T (±15 °C), %
БФС-97/1	$1,0010 \pm 0,0029$	0,29	$-4,6 \cdot 10^{-6}$	0,01
БФС-97/2	$1,0011 \pm 0,0026$	0,26	$-2,2 \cdot 10^{-5}$	0,03
БФС-97/3	$1,0016 \pm 0,0031$	0,31	$-3,7 \cdot 10^{-5}$	0,06
БФС-97/4	$1,0011 \pm 0,0027$	0,27	$-3,9 \cdot 10^{-5}$	0,06

Расчетный код, библиотеки и исходные данные. Нейтронно-физические расчеты выполнены непрерывно-энергетическим кодом Монте-Карло Serpent 2 версии 2.1.31 [16]. Температурная подготовка сечений свободных атомов выполнялась посредством предварительного доплеровского уширения встроенным препроцессором Serpent. Термализация нейтронов в полиэтилене учитывалась с использованием данных теплового рассеяния $S(\alpha, \beta)$. Использованы библиотеки оцененных нейтронных данных JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1. Геометрия и составы воспроизводят эталонную расчетную модель эксперимента с гетерогенной структурой трубок и блочков. Для высокостатистических прогонов типовые параметры: 10^6 нейтронов на цикл, порядка 10^4 циклов; достигаемая статистическая погрешность k_{eff} – около $1 \cdot 10^{-5}$. Для межбиблиотечного сравнения на конфигурации 97-4 дополнительно использованы более короткие прогоны ($\sigma \approx 3 \cdot 10^{-4}$).

Рассчитываемые функционалы: эффективный коэффициент размножения k_{eff} ; тем-

пературный эффект реактивности при заданном ΔT ; коэффициент реактивности по температуре $\alpha_T \approx \Delta k/\Delta T$; межбиблиотечный константный эффект $\Delta k_{библ} = k_{библ} - k_{база}$; вклады отдельных нуклидов Δk_i при однопараметрической замене сечений.

Обработка результатов нуклидной декомпозиции выполнялась следующим образом. Для каждой замены нуклида фиксировались k_{eff} и его статистическая погрешность; эффект Δk_i считался значимым, если $|\Delta k_i|$ существенно превышал комбинированную статистическую неопределенность пары расчетов «базовая библиотека» и «базовая библиотека + замена нуклида». Затем нуклиды ранжировались по $|\Delta k_i|$, и доминирующие вкладчики сопоставлялись с известными изменениями оценок сечений между релизами библиотек и с качественными выводами работ по анализу чувствительности и неопределенностей для ²³⁹Pu и ²³⁸U. Такой порядок позволяет перейти от «таблицы отличий» к физической интерпретации, не претендуя на замену полного ковариационного анализа.

Метод определения воспроизводимости экспериментальных результатов. В оценке критического эксперимента [4] неопределенность температуры активной зоны принята равной ± 15 °C (1σ); величина 15 °C представляет собой амплитуду (полуширину) симметричного интервала температурной неопределенности. Температурный отклик Serpent определялся для направленного повышения температуры от 314 до 329 K ($\Delta T = +15$ K; ENDF/B-VII.1). Для БФС-97-1 дополнительно рассчитана сетка 302 / 317 / 332 K на JEFF-3.1.1 и JEFF-3.3.

Температурный эффект определялся как разность реактивностей (1):

$$\Delta\rho = \frac{1}{k(T_1)} - \frac{1}{k(T_2)}. \quad (1)$$

Абсолютная статистическая погрешность эффекта оценивалась как (2):

$$\sigma(\Delta\rho) \approx \sqrt{\left(\frac{\sigma_1}{k_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_2}{k_2}\right)^2}. \quad (2)$$

Результаты Serpent сопоставлялись с оценками эффекта по детерминистическому коду TRIGEX (групповые константы БНАБ-93), используемыми в оценке эксперимента для коэффициентов Доплера [4]. В оценке [4] результаты TRIGEX представлены отрицательной $\delta k/\delta T$ и соответствующим симметричным вкладом $\pm \delta k$ в неопределенность для интервала ± 15 °C. Для сопоставления с результатами Serpent температурная производная TRIGEX пересчитана для направленного изменения температуры $\Delta T = +15$ K; поэтому оценка температурного эффекта имеет отрицательный знак. Для состояний, близких к критическим, при сопоставлении принято $\Delta\rho \approx \Delta k$.

Критерий воспроизведения эксперимента (порядок определения согласованности результатов) имеет двухуровневый подход (1). Для абсолютного k_{eff} : $|k_{\text{расч}} - k_{\text{эт}}|$ сравнивается с полной технологической неопределенностью эксперимента (0,26-0,31 %), а не со статистической погрешностью Монте-Карло (2). Для температурного эффекта: $|\Delta\rho (\text{Serpent}) - \Delta\rho (\text{TRIGEX})|$ сравнивается с $2-3\sigma(\Delta\rho)$. Такое разделение необходимо, поскольку статистическая погрешность

Монте-Карло (порядка 1-4 рсм для расчетов таблицы 2) на порядок меньше полной технологической неопределенности и не может служить единственной мерой «согласия с экспериментом».

Нуклидная декомпозиция. Константный (межбиблиотечный) эффект оценивался прямым пересчетом одной и той же геометрии на JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1. За базу при вычислении $\Delta k_{\text{библ}}$ приняты результаты ENDF/B-VII.1.

Для физической интерпретации отличий применена однопараметрическая нуклидная декомпозиция: при фиксированной базовой библиотеке сечения выбранного нуклида заменялись на сечения из альтернативной библиотеки, после чего вычислялось $\Delta k_i = k(\text{база} + \text{нуклид}^*) - k(\text{база})$. Рассматривались нуклиды ^{241}Am , ^{16}O , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{235}U , ^{238}U . Для конфигурации 97-1 базой служила JEFF-3.3, для 97-4 - JEFF-3.1.1. Метод не эквивалентен полному анализу чувствительности с ковариациями: он выявляет нуклиды, ответственные за сдвиг k_{eff} между конкретными оценками, но не дает $\sigma(k_{\text{eff}})$ по ковариационной матрице. Тем не менее он прямо связывает наблюдаемый межбиблиотечный разброс с физикой сечений актинидов.

Результаты и обсуждение

Интервал технологической неопределенности как шкала воспроизведения. Согласно [4], для БФС-97 суммарная неопределенность k_{eff} формируется из вкладов избытка реактивности ($<0,01$ %), температуры (0,01-0,06 %), материального состава (0,12-0,14 %) и геометрии (0,23-0,27 %). Геометрический вклад включает неопределенность высоты зоны (порядка 0,9 % по высоте $\rightarrow \delta k \approx 0,18-0,23$ %) и повторяемость эксперимента ($\pm 0,15$ % δk). Вклад материального состава определяется массой и изотопным составом плутония, массой полиэтиленовых таблеток и составом UO_2 отражателя, с учетом пространственных корреляций (факторы корреляции $C = 1,3$ для зоны и $C = 3$ для отражателя).

Практический вывод для валидации: расчет, попадающий в интервал $k_{\text{эт}} \pm \sigma_{\text{эт}}$ (примерно $\pm 0,3$ % δk), может считаться согласованным с экспериментом в смысле полной

технологической неопределенности. Отклонение в несколько десятков рсм, будучи статистически значимым относительно погрешности Монте-Карло, еще не означает невоспроизведения эталона. Напротив, систематический сдвиг на 0,5-1 % уже выходит за технологическое окно и должен интерпретироваться как константный (или методический) эффект.

Температурный эффект: кросс-верификация Serpent и TRIGEX. Результаты расчета k_{eff} при 314 К и 329 К (ENDF/B-VII.1) и соответствующие эффекты реактивности приведены в таблице 2. Использованы значения коэффициента размножения из выходных файлов Serpent; для конфигурации 97-2 принято $k_{\text{eff}}(329 \text{ К}) = 1,0003$ (статистическая погрешность $2\sigma = 5 \cdot 10^{-6}$).

Таблица 2. Температурный эффект $\Delta\rho = \rho(329 \text{ К}) - \rho(314 \text{ К})$: Serpent (ENDF/B-VII.1) и TRIGEX
Table 2. Temperature effect $\Delta\rho = \rho(329 \text{ К}) - \rho(314 \text{ К})$: Serpent (ENDF/B-VII.1) and TRIGEX

Модель	$k_{\text{eff}}(314 \text{ К})$	$k_{\text{eff}}(329 \text{ К})$	$\Delta\rho$ (Serpent)	$\sigma(\Delta\rho)$	$\Delta\rho$ (TRIGEX)
97-1	0,9960	0,9958	-0,000179	$1,4 \cdot 10^{-5}$	-0,0001
97-2	1,0008	1,0003	-0,000480	$4,1 \cdot 10^{-5}$	-0,0003
97-3	1,0039	1,0033	-0,000625	$1,4 \cdot 10^{-5}$	-0,0006
97-4	1,0018	1,0011	-0,000638	$1,4 \cdot 10^{-5}$	-0,0006

С ростом мягкости спектра модуль температурного эффекта увеличивается: от ~18 рсм на 97-1 до ~63-64 рсм на 97-3/97-4. Физически это связано с усилением роли термализации и доплер-уширения резонансов ^{238}U (и, в меньшей степени, ^{239}Pu) при добавлении водорода в виде полиэтилена. На жестком спектре 97-1 доля тепловых нейтронов мала, поэтому вариация температуры на 15 °С дает слабый отклик k_{eff} ; на смешанном спектре 97-4 отклик возрастает примерно втрое, что согласуется с ростом $|\delta k/\delta t|$ в таблице 1.

Сопоставление с TRIGEX показывает совпадение знака и тенденции вдоль ряда 97-1...97-4. Для 97-3 и 97-4 значения $\Delta\rho(\text{Serpent})$ составляют около -0,00063 при $\Delta\rho(\text{TRIGEX}) = -0,0006$; расхождения равны соответственно примерно $1,8\sigma(\Delta\rho)$ и $2,7\sigma(\Delta\rho)$. Для 97-1 и 97-2 совпадают знак и порядок величины эффекта, однако расхождение превышает $3\sigma(\Delta\rho)$. Таким образом, температурный эффект служит кросс-верификационным тестом модели, но сте-

пень количественного согласия зависит от конфигурации.

Сравнение вкладов температуры в $\sigma(k_{\text{eff}})$ по таблице 1 и рассчитанных эффектов (табл. 2) показывает внутреннюю согласованность шкалы: там, где $|\delta k/\delta t|$ больше (97-3/97-4), и вклад $\pm 15 \text{ °С}$ в суммарную неопределенность выше, и $|\Delta\rho|$ больше. Это означает, что принятая в эталоне температурная неопределенность не является формальной «добавкой», а отражает реальную чувствительность системы. Для валидации коэффициентов реактивности именно такие конфигурации наиболее информативны.

Для БФС-97-1 выполнен дополнительный расчет на JEFF-3.1.1 и JEFF-3.3 при температурах 302, 317 и 332 К (табл. 3). Абсолютные k_{eff} различаются между библиотеками примерно на 420-430 рсм, однако температурные приращения Δk относительно 317 К почти совпадают. Таким образом, температурный эффект как дифференциальная характеристика существенно менее чувствителен к выбору библиотеки, чем абсолютная критичность.

Таблица 3. Температурные вариации для БФС-97-1 (Serpent; $\sigma \approx 4,9 \cdot 10^{-6}$)
Table 3. Temperature variations for BFS-97-1 (Serpent; $\sigma \approx 4,9 \cdot 10^{-6}$)

Библиотека	$k_{\text{eff}}(317 \text{ К})$	$\Delta k (-15 \text{ °С})$	$\Delta k (+15 \text{ °С})$	$\alpha_T^- / \alpha_T^+, 1/\text{°С}$
JEFF-3.1.1	0,9947	$+2,11 \cdot 10^{-4}$	$-1,74 \cdot 10^{-4}$	$1,41 \cdot 10^{-5} / -1,16 \cdot 10^{-5}$
JEFF-3.3	0,9990	$+2,04 \cdot 10^{-4}$	$-1,74 \cdot 10^{-4}$	$1,36 \cdot 10^{-5} / -1,16 \cdot 10^{-5}$

Сравнительный анализ размножающих свойств модели при использовании различных библиотек. Наиболее показателен межбиблиотечный разброс для конфигурации 97-4 (смешанный спектр, атомное отношение $H/Pu = 6$). Результаты: JEFF-3.1.1 – $k_{eff} = 0,9990 \pm 3,2 \cdot 10^{-4}$; ENDF/B-VII.1 – $1,0018 \pm 9,8 \cdot 10^{-6}$; JEFF-3.3 – $1,0108 \pm 3,4 \cdot 10^{-4}$. Относительно ENDF/B-VII.1 константный эффект составляет примерно -0,28 % для JEFF-3.1.1 и +0,90 % для JEFF-3.3 (диапазон 0,2-0,9 %).

Сопоставление с эталонным k_{eff} эксперимента ($1,0011 \pm 0,0027$) показывает, что результат ENDF/B-VII.1 лежит внутри технологического окна; JEFF-3.1.1 смещен вниз примерно на 0,2 %, что еще сопоставимо с полной неопределенностью эксперимента; JEFF-3.3 завышает k_{eff} примерно на 1 %, то есть выходит за пределы технологической неопределенности. Независимые расчеты непрерывным методом Монте-Карло (ENDF/B-VI.6) в [4] для 97-4 дают $k_{eff} \approx 1,0001$, а многогрупповой расчет с константами БНАБ-93 – $\approx 0,9982$. Serpent с ENDF/B-VII.1 попадает в ту же область, что и непрерывный Монте-Карло справочника, тогда как JEFF-3.3 образует выброс вверх – аргумент в пользу константной, а не геометрической природы расхождения.

Физическая причина усиления межбиблиотечного эффекта при переходе от 97-1 к 97-4 – рост доли нейтронов в резонансной и тепловой областях, где различия оценок сечений актинидов между JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1 наиболее значимы для баланса размножения.

Нуклидная декомпозиция расхождений результатов при использовании различных библиотек. Результаты однопараметрической замены сечений нуклидов приведены в таблицах 4 и 5.

Для БФС-97-1 (базовая библиотека JEFF-3.3, $k_{eff} = 1,000100$) наибольшие по модулю вклады дают ^{238}U ($\Delta k \approx -3,90 \cdot 10^{-3}$) и ^{239}Pu ($\Delta k \approx -1,01 \cdot 10^{-3}$). Вклады ^{16}O , ^{240}Pu и ^{235}U на порядок меньше; ^{241}Am и ^{241}Pu практически не влияют в пределах рассмотренной замены.

Для БФС-97-4 (базовая библиотека JEFF-3.1.1, $k_{eff} = 0,998995$) вклад ^{239}Pu возрастает до $\Delta k \approx +8,18 \cdot 10^{-3}$ (~0,82 %), вклад ^{238}U составляет $+3,30 \cdot 10^{-3}$ (~0,33 %). Знаки зависят от направления замены относительно базовой библиотеки, но состав доминирующих нуклидов устойчив: именно ^{239}Pu и ^{238}U определяют межбиблиотечный сдвиг.

Таблица 4. Нуклидная декомпозиция для БФС-97-1 (база JEFF-3.3)

Table 4. Nuclide decomposition for BFS-97-1 (JEFF-3.3 baseline)

Нуклид	k_{eff}	Δk	$\Delta k, \%$
База (JEFF-3.3)	1,0001	-	-
^{241}Am	1,0001	$+3,0 \cdot 10^{-5}$	+0,003
^{16}O	0,9999	$-2,1 \cdot 10^{-4}$	-0,021
^{239}Pu	0,9991	$-1,01 \cdot 10^{-3}$	-0,101
^{240}Pu	1,0005	$+3,5 \cdot 10^{-4}$	+0,035
^{241}Pu	1,0001	$+3,0 \cdot 10^{-5}$	+0,003
^{235}U	1,0003	$+1,7 \cdot 10^{-4}$	+0,017
^{238}U	0,9962	$-3,90 \cdot 10^{-3}$	-0,390

Таблица 5. Нуклидная декомпозиция для БФС-97-4 (база JEFF-3.1.1)

Table 5. Nuclide decomposition for BFS-97-4 (JEFF-3.1.1 baseline)

Нуклид	k_{eff}	Δk	$\Delta k, \%$
База (JEFF-3.1.1)	0,9990	-	-
^{241}Am	0,9986	$-3,6 \cdot 10^{-4}$	-0,036
^{16}O	0,9992	$+2,1 \cdot 10^{-4}$	+0,021
^{239}Pu	1,0072	$+8,18 \cdot 10^{-3}$	+0,818
^{240}Pu	0,9989	$-8,3 \cdot 10^{-5}$	-0,008
^{241}Pu	0,9990	$+2,0 \cdot 10^{-5}$	+0,002
^{235}U	0,9991	$+1,3 \cdot 10^{-4}$	+0,013
^{238}U	1,0023	$+3,30 \cdot 10^{-3}$	+0,330

Физическая интерпретация опирается на изменения оценок между JEFF-3.1.1 и JEFF-3.3 [10]. Для ^{239}Pu в JEFF-3.3 обновлены резонансная область и согласование средних сечений деления и захвата в неразрешенной области (4-30 кэВ) с новой оценкой в быстрой области. Рост вклада ^{239}Pu от 97-1 к 97-4 отражает увеличение чувствительности k_{eff} к деталям сечения деления/захвата ^{239}Pu при смягчении спектра.

Доминирование ^{238}U объясняется большим объемом обедненного UO_2 в зоне и отражателе: даже небольшие относительные изменения сечений радиационного захвата и неупругого рассеяния ^{238}U дают заметный интегральный эффект. В системах с плутоний-урановыми композициями вклад ^{238}U (n,γ) и (n,p') в константную неопределенность k_{eff} регулярно отмечается в анализах чувствительности и неопределенностей [9]; полученные однопараметрические Δk_i согласуются с этим выводом, хотя и не заменяют полный ковариационный расчет.

С точки зрения нейтронной физики ряд 97-1...97-4 – контролируемое изменение спектральной жесткости при почти неизменной доле плутония. Если межбиблиотечный сдвиг и вклад ^{239}Pu растут вместе с Н/Пу, источником расхождений являются области сечений, «включаемые» при термализации, а не грубая ошибка геометрии. Полученные результаты подтверждают такую интерпретацию.

Ограничения декомпозиции: однопараметрическая замена не учитывает корреляции ковариационных файлов; сумма Δk_i не обязана в точности равняться полному Δk_{lib} ; для 97-4 точки JEFF получены с $\sigma \approx 3 \cdot 10^{-4}$, поэтому детализация на уровне единиц рсм неуместна. Тем не менее порядок величин и ранжирование нуклидов устойчивы.

Важно, что один нуклид способен изменить k_{eff} на величину, сравнимую с суммарной технологической неопределенностью эталонного эксперимента ($\sim 0,3\%$) или превышающую его (вклад ^{239}Pu на 97-4 $\sim 0,8\%$). Это объясняет, почему абсолютная критичность сильнее зависит от библиотеки, чем температурный эффект: дифференциал по температуре зондирует отклик уже зафиксиро-

ванной оценки сечений, тогда как замена библиотеки меняет саму оценку.

Заключение

Выполнена кросс-верификация расчетного моделирования критических конфигураций БФС-97-1...97-4 кодом Serpent с библиотеками JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1. Актуализированы диапазоны технологических неопределенностей по оценке критических экспериментов БФС-97: полная неопределенность k_{eff} для серии составляет 0,26-0,31 % при доминировании геометрического вклада. Стоит отметить, что ограничения в выводах о воспроизводимости эксперимента в настоящем исследовании связаны с тем, что:

1) температурная неопределенность $\pm 15^\circ\text{C}$ для БФС-97 дает вклад в $\sigma(k_{\text{eff}})$ 0,01-0,06 % и эффект реактивности $(1,8-6,4) \cdot 10^{-4}$; Serpent и TRIGEX дают одинаковые знак и тенденцию эффекта; количественное согласие зависит от конфигурации, а для БФС-97-1 эффект слабо зависит от выбора между JEFF-3.1.1 и JEFF-3.3.

2) абсолютный k_{eff} чувствителен к константному обеспечению. Разброс 0,2-0,9 % для 97-4 сопоставим с технологической неопределенностью 0,27 %. Нуклидная декомпозиция указывает на ^{238}U и ^{239}Pu как на физические носители эффекта.

3) критерий воспроизведения должен формулироваться относительно полного перечня неопределенностей эталонного эксперимента, а не относительно статистической погрешности Монте-Карло. При использовании БФС-97 для обоснования методик следует явно указывать: (а) какой функционал валидируется – абсолютный k_{eff} или эффект реактивности; (б) какой уровень технологической неопределенности принят; (в) какая библиотека использована и каков ее вклад в систематическое смещение.

Температурный эффект реактивности при изменении температуры с 314 до 329 К возрастает по модулю от ~ 18 рсм (97-1) до ~ 63 -64 рсм (97-3/97-4) по мере смягчения спектра. Для БФС-97-3 и БФС-97-4 результаты согласуются с оценками TRIGEX в пределах $2-3\sigma(\Delta\rho)$; для БФС-97-1 и БФС-97-2

совпадают знак и порядок величины эффекта, однако расхождение превышает $3\sigma(\Delta\rho)$. Для БФС-97-1 дифференциальный температурный отклик почти не зависит от выбора между JEFF-3.1.1 и JEFF-3.3 при заметном сдвиге абсолютного k_{eff} .

Межбиблиотечный разброс абсолютного k_{eff} на конфигурации 97-4 достигает 0,2–0,9 % и сопоставим с технологической неопределенностью эксперимента. Однопараметрическая нуклидная декомпозиция выявила доминирующий вклад сечений ^{238}U и ^{239}Pu ; для более мягкой конфигурации 97-4 вклад ^{239}Pu возрастает до ~0,8 %, что согласуется с обновлениями оценок актинидов в JEFF-3.3 и с результатами анализа чувствительности плутониевых систем.

Полученные результаты показывают, что при расчетах кодом Serpent константная составляющая определяется прежде всего выбранной библиотекой оцененных ядерных данных и спектром системы, а не методом

Монте-Карло как таковым. Для плутоний-урановых систем со смешанным спектром межбиблиотечный сдвиг k_{eff} может быть сопоставим с технологической неопределенностью бенчмарка или превышать ее. Поэтому библиотеку следует рассматривать как неотъемлемую часть валидируемой связки «код–библиотека–модель», а абсолютную критичность и дифференциальные эффекты — валидировать отдельно. Наблюдаемый разброс между JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1 характеризует чувствительность результата к выбору этих библиотек, но не является полной ковариационной оценкой константной неопределенности $\sigma_{\text{const}}(k_{\text{eff}})$; для ее определения необходимы коэффициенты чувствительности и распространение ковариаций ядерных данных. Выявленные вклады ^{239}Pu и ^{238}U указывают приоритетные направления дальнейшей верификации ядерных данных для систем с усиленной термализацией.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Dean V.F., Blackwood L.G. ICSBEP Guide to the Expression of Uncertainties for Critical Experiments. Revision 5. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2008. Available at: https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2020-03/icsbep_guide_to_the_expression_of_uncertainties.pdf (accessed: 20.06.2026).
2. OECD Nuclear Energy Agency. IRPhEP Guide to the Expression of Uncertainty. NEA/NSC/DOC(2017). Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2017. Available at: https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2021-07/uncguide_irpheap.pdf (accessed: 20.06.2026).
3. Bess J.D., Ivanova T. Current overview of ICSBEP and IRPhEP benchmark evaluation practices. *EPJ Web Conferences*. 2020;239:18002. <https://doi.org/10.1051/epjconf/202023918002>
4. Kochetkov A., Semenov M., Rozhikhin E. BFS-97, -99, -101 Assemblies: Critical Experiments with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. MIX-MISC-MIXED-001. In: International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2006. Available at: <https://www.oecd-neo.org/science/wpncs/icsbep/evaluations/russia.html> (accessed: 20.06.2026).
5. Dulin V.V., Matveenko I.P., Rozhikhin E., Semenov Yu.M., Tsibulya A.M. An overview of the experiments performed at the BFS facilities and evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project. *Nuclear science and engineering*. 2014;178(3):377-386. <https://doi.org/10.13182/NSE14-58>
6. Campolina D., Frybort J. Uncertainty propagation for LWR burnup benchmark using sampling based code SCALE/SAMPLER. *Acta Polytechnica CTU Proceedings*. 2018;14:8-13. <https://doi.org/10.14311/APP.2018.14.0008>
7. Rearden B.T., Jessee M.A., editors. SCALE Code System. ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3. Oak Ridge (TN): Oak Ridge National Laboratory; 2018. Available at: <https://www.ornl.gov/scale/scale-manual> (accessed: 20.06.2026).
8. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C. Nuclear data uncertainty propagation: Perturbation vs. Monte Carlo. *Annals of nuclear energy*. 2011;38(5):942-952. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.01.026>
9. Cabelllos O., et al. Checking, processing and verification of nuclear data covariances. *EPJ N – Nuclear Sciences & Technologies*. 2018;4:39. <https://doi.org/10.1051/epjn/2018028>
10. Plompen A.J.M., Cabelllos O., De Saint Jean C., et al. The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3. *Eur Phys J A*. 2020;56:181. <https://doi.org/10.1140/epja/s10050-020-00141-9>
11. Chadwick M.B., Herman M., Obložinský P., et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. *Nuclear data sheets*. 2011;112(12):2887-2996. <https://doi.org/10.1016/j.nds.2011.11.002>
12. Chadwick M.B., Obložinský P., Herman M., et al. ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology. *Nuclear data sheets*. 2006;107(12):2931-3060. <https://doi.org/10.1016/j.nds.2006.11.001>

13. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М., Ломаков Г.Б., Теплухина Е.С. Анализ бенчмарк-экспериментов с быстрым спектром нейтронов и моделей РБН с использованием различных библиотек оцененных нейтронных данных. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2021;(1):71-82. <https://doi.org/10.26583/npe.2021.1.07>

Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Zherdev G.M., Lomakov G.B., Teplukhina E.S. Calculation and experimental analysis of integral experiments with fast neutron spectrum and models of Sodium- and Lead-Cooled Fast Reactors based on different evaluated nuclear data libraries. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2021;1:71-82. (in Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2021.1.07>

14. Андрианов А.А., Андрианова О.Н., Купцов И.С., Уварова А.А. Сопоставление точностей расчета нейтронно-физических характеристик модели быстрого реактора с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем с использованием различных нейтронных данных. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;(3):109-124. <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.09>

Andrianov A.A., Andrianova O.N., Kuptsov I.S., Uvarova A.A. Comparison of the calculation accuracy of the neutronics characteristics of a heavy liquid metal cooled fast reactor model using the various evaluated neutron data libraries. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024;(3):109-124. (in Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.09>

15. Андрианова О.Н., Дулин В.А., Михайлова И.В., Андрианов А.А. Расчетно-экспериментальный анализ скоростей реакций Pu, Np, Am, Cm на критических сборках БФС. *Атомная энергия*. 2017;122(5):243-248. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0269-1>

Andrianova O.N., Dulin V.A., Mikhailova I.V., Andrianov A.A. Computational and experimental analysis of Pu, Np, Am, Cm reaction rates on BFS critical benches. *Atomic energy*. 2017;122:291-298. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0269-1>

16. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: status, development and applications in 2013. *Annals of nuclear energy*. 2015;82:142-150. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Буркеев М.З. – разработка расчетных моделей, анализ результатов, подготовка текста статьи;

Внуков Р.А. – обзор литературы, проверка расчетных моделей, подготовка текста статьи;

Колесов В.В. – подготовка текста статьи.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Burkeev M.Z. – development of computational models, analysis of results, manuscript preparation;

Vnukov R.A. – literature review, verification of computational models, manuscript preparation;

Kolesov V.V. – manuscript preparation.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Заявляем об отсутствии внешнего финансирования при выполнении исследования.

FUNDING:

There is no external funding.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Марс Замирович Буркеев, специалист, отделение ядерной физики и технологий, Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-9540-3456>

e-mail: perevozdd@mail.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Mars Z. Burkeev, specialist, Department of Nuclear Physics and Technologies, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering the Branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Obninsk, Kaluga region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-9540-3456>

e-mail: perevozdd@mail.ru

Руслан Адхамович Внуков, старший преподаватель отделения ядерной физики и технологий, Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация.

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

e-mail: vnukovra@oiate.ru

Ruslan A. Vnukov, Senior Lecturer, Department of Nuclear Physics and Technologies, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering the Branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Obninsk, Kaluga region, Russian Federation.

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

e-mail: vnukovra@oiate.ru

Валерий Васильевич Колесов, кандидат физико-математических наук, доцент отделения ядерной физики и технологий, Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Обнинск, Калужская обл., Российская Федерация.

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

e-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Valery V. Kolesov, Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate Professor, Department of Nuclear Physics and Technologies, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering the Branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Obninsk, Kaluga region, Russian Federation.

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

e-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Поступила в редакцию / Received 27.07.2026

После доработки / Revision 03.09.2026

Принята к публикации / Accepted 07.09.2026

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-2026-03-04>

УДК 621.311.25: 69.05 (470+510)

EDN JMSFIT

Оригинальная статья / Original paper



**Влияние международной практики Российской Федерации
и Китайской Народной Республики на управленческие
и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС**

Д.А. Щёголева¹ , К.Ф. Фёдоров² 

¹Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования
«Санкт-Петербургский государственный университет аэрокосмического приборостроения»,
г. Санкт-Петербург, Российская Федерация

²Федеральное государственное автономное научное учреждение «Центральный научно-исследовательский
и опытно-конструкторский институт робототехники и технической кибернетики»,
г. Санкт-Петербург, Российская Федерация
 shchegoleva.da@yandex.ru

Резюме. Статья посвящена исследованию влияния международной практики Российской Федерации и Китайской Народной Республики на управленческие и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС. На основе нормированных показателей (длительность строительства, интенсивность и удельная капитальная стоимость) выполнен сравнительный анализ введенных в эксплуатацию энергоблоков ВВЭР-1200 и Hualong One за период 2020-2025 годы. Установлено, что эффективность сооружения АЭС в значительной степени определяется не только техническими характеристиками реакторов, но и качеством управленческих решений – уровнем стандартизации, серийности, модульности и эффективностью институциональных механизмов. Китайская стратегия высокосерийного строительства (на примере Hualong One) коррелирует с меньшими сроками и стоимостью сооружения на внутреннем рынке, тогда как российская модель (на базе ВВЭР-1200) характеризуется более широким набором экспортных решений, включая управление полным жизненным циклом (в том числе закрытие ЯТЦ) и технологическую преемственность. Выявлены устойчивые взаимосвязи между особенностями управления проектами и достигаемыми технико-экономическими результатами. Научная новизна исследования заключается в интеграции количественных нормированных метрик эффективности с институционально-организационным анализом двух крупнейших национальных программ атомной промышленности. Практическая значимость работы состоит в разработке рекомендаций по развитию серийного строительства, модульных технологий и цифровой трансформации отрасли, которые могут быть использованы для оптимизации российских программ сооружения АЭС, повышения экспортного потенциала и подготовки перехода к реакторам поколения IV и малым модульным реакторам.

Ключевые слова: сооружение АЭС, ВВЭР-1200, Hualong One, управление проектами, серийное строительство, модульность, институциональные механизмы, удельная капитальная стоимость, эффект обучения

Для цитирования: Щёголева Д.А., Фёдоров К.Ф. Влияние международной практики Российской Федерации и Китайской Народной Республики на управленческие и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):38-49. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-04>

For citation: Shchegoleva D.A., Fedorov K.F. The impact of international practices in the Russian Federation and the People's Republic of China on the management and technological aspects of NPP design and construction. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):38-49. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-04>

The impact of international practices in the Russian Federation and the People's Republic of China on the management and technological aspects of NPP design and construction

Daria A. Shchegoleva¹  , Konstantin F. Fedorov² 

¹*Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Education St. Petersburg State University of Aerospace Instrumentation, Saint Petersburg, Russian Federation*

²*Federal State Autonomous Scientific Institution Central Research and Development Institute of Robotics and Technical Cybernetics, Saint Petersburg, Russian Federation*

 shchegoleva.da@yandex.ru

Abstract. The article examines the influence of international practices of the Russian Federation and the PRC on the managerial and technological aspects of nuclear power plant (NPP) design and construction. Based on normalized performance indicators (construction duration, construction intensity, and overnight capital cost), a comparative analysis of commissioned VVER-1200 and Hualong One power units was conducted for the period 2020-2025. It is established that the efficiency of NPP construction is determined to a significant extent not only by the technical characteristics of the reactors, but also by the quality of managerial decisions like the level of standardization, serial construction, modularity, and the maturity of institutional mechanisms. The Chinese strategy of high-serial construction (exemplified by Hualong One) provides a statistically significant advantage in the speed and cost of power unit construction in the domestic market, whereas the Russian model (based on VVER-1200) is characterized by the complexity of export solutions, full life-cycle management (including the closure of the nuclear fuel cycle), and technological continuity. Causal relationships between project management features and achieved techno-economic outcomes are identified. The scientific novelty of the study lies in the integration of quantitative normalized efficiency metrics with an institutional and organizational analysis of the two largest national nuclear construction programs. The practical significance of the work consists in the development of recommendations for the advancement of serial construction, modular technologies, and digitalization of nuclear industry, which can be applied to optimize Russian NPP construction programs, enhance export potential, and prepare the transition to Gen IV reactors and SMR.

Keywords: nuclear power plant construction, VVER-1200, Hualong One, project management, serial construction, modularity, institutional mechanisms, overnight capital cost, learning curve

Введение

Ядерная энергетика рассматривается как один из основных источников низкоуглеродной генерации электроэнергии. В условиях ужесточения климатической политики многие страны активизируют или возобновляют программы строительства атомных электростанций. По состоянию на май 2026 года база данных IAEA PRIS фиксирует в стадии строительства 72 энергоблока суммарной нетто-мощностью 75 474 МВт¹; из них 35 блоков и 37 686 МВт приходятся на Китай, а 5 блоков и 5 000 МВт – на Российскую Федерацию (рис. 1).

Китай и Российская Федерация занимают ведущие позиции по числу строящихся энергоблоков и по совокупной мощности текущих проектов, поэтому их сравнение позволяет выявить наиболее характерные

различия между экспортно-инжиниринговой и серийно-индустриальными моделями атомного строительства.

Технико-экономическая эффективность сооружения АЭС в настоящее время определяется не только характеристиками реакторных установок поколения III/III+ (ВВЭР-1200, Hualong One, CAP1400), но и комплексом организационно-управленческих факторов – предсказуемостью сроков, уровнем капитальных затрат, степенью серийности и эффективностью производственно-логистических цепочек.

Международная научная литература, такая как «Overview of analysis and evaluation models for China's nuclear energy development» («Обзор моделей анализа и оценки развития атомной энергетики Китая») [1], «Nuclear Diplomacy: Analyzing Russian Foreign New Build Projects» («Ядерная дипломатия: анализ российских зарубежных проектов сооружения новых АЭС») [2], научных журналов Nuclear Power, Energy

¹ IAEA – PRIS. Reactor Images. – Power Reactor Information System (PRIS). URL: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx/ReactorImages.aspx> (дата обращения: 27.05.2026).



Рисунок 1. Региональная структура мирового атомного строительства на май 2026 г.

[Составлено авторами по материалам открытых источников²]

Figure 1. Regional structure of global nuclear construction as of May 2026

[Compiled by the authors from open-source materials²]

Strategy Reviews, активно обсуждают отдельные национальные кейсы – от опыта внедрения модульных технологий в КНР до экспортных проектов Госкорпорации «Росатом» за рубежом. Однако сопоставительный анализ двух крупнейших национальных программ на основе унифицированных количественных метрик (продолжительность строительства, удельная капитальная стоимость установленной мощности OCC, интенсивность строительства, степень модульности и эффект обучения) до сих пор остается фрагментарным.

Целью настоящего исследования является выявление и аналитическая верификация ключевых управленческих и технологических факторов, определяющих эффективность реализации проектов АЭС в Российской Федерации и Китайской Народной Республике в период 2020-2025 гг. (с учетом данных по вводу в эксплуатацию в 2026 г.).

Для достижения поставленной цели был проведен структурированный сравнитель-

ный анализ завершенных и вводимых в эксплуатацию энергоблоков с использованием нормированных показателей: длительности строительства (T_{months}), интенсивности строительства (T_{months}/MBt), удельной капитальной стоимости (OCC, \$/кВт), а также качественных характеристик – степени серийности, модульности и зрелости цифровых инструментов проектирования.

В работе последовательно излагаются материалы и методы исследования, представлены результаты сравнительного анализа, обсуждены механизмы влияния международной практики и сформулированы практические рекомендации для отраслевых программ развития атомной энергетики.

Материалы и методы

Методологической основой работы послужили данные открытых источников (IAEA PRIS, World Nuclear Association, отраслевые отчеты CNNC, CGN и Госкорпорации «Росатом»), подвергнутые перекрестной верификации и нормированию.

² IAEA – PRIS. Under construction reactors – by region. – Power Reactor Information System (PRIS). URL: <https://pris.iaea.org/PRIS/worldstatistics/UnderConstructionReactorsByRegion.aspx> (дата обращения: 27.05.2026).

Методология исследования основывается на комбинированном подходе, который объединяет формализованный сравнительный анализ, нормирование ключевых показателей эффективности строительных циклов и их интерпретацию в рамках современных теорий управления крупными инфраструктурными проектами. Такой подход позволяет количественно оценить влияние управленческих и технологических практик на результативность сооружения АЭС и выявить причинно-следственные связи между организационными моделями, стандартизацией и экономической эффективностью.

Анализ охватывает энергоблоки Российской Федерации и Китайской Народной Республики, введенные в коммерческую эксплуатацию в период 2020-2025 гг.

Критерии отбора объектов в основную выборку были определены заранее и включали:

- наличие подтвержденных дат начала строительных работ («first concrete») и первого подключения к энергосети («first grid»)
- критерий 1;
- известную проектную нетто-мощность – критерий 2;
- ориентировочные или официально заявленные данные по капитальным затратам (CAPEX) – критерий 3.

В итоговую количественную выборку были включены российские и китайские энергоблоки поколений II+/III+, реализованные в рамках различных технологических платформ и стадий серийности. В выборку вошли проекты с реакторами типа ВВЭР-1200, CPR-1000, Hualong One. Для оценки эффекта серийности и долгосрочной преимущества дополнительно были рассмотрены данные по первым блокам серий, запущенных в более ранний период (2008-2010 гг.), что позволило проследить динамику снижения сроков и затрат при переходе от FOAK-к NOAK-проектам.

Для нивелирования различий в мощности энергоблоков и календарных особенностях применялись три нормированных показателя эффективности:

1. Длительность строительства (T_{months}) – период от даты «first concrete» до даты «first grid», выраженный в месяцах:

$$T_{months} = \frac{D_{first_grid} - D_{first_concrete}}{30,44},$$

где D_{first_grid} и $D_{first_concrete}$ – даты первого подключения к сети и заливки первого бетона (в днях); 30,44 – среднее число дней в месяце ($365,25/12$), использованное для межпроектной сопоставимости независимо от сезона начала работ.

2. Интенсивность строительства (T_{months}/MBT) – нормированная длительность относительно проектной нетто-мощности:

$$\frac{T_{months}}{P_{net}},$$

где P_{net} – проектная нетто-мощность энергоблока в МВт. Показатель отражает организационную эффективность реализации проекта с учетом его масштаба.

3. Удельная капитальная стоимость (OCC, \$/кВт):

$$OCC = \frac{CAPEX}{P_{net} \times 1000},$$

где CAPEX – суммарные капитальные затраты в долларах США, а $P_{net} \times 1000$ – установленная мощность в кВт.

Выбор именно этих метрик обусловлен их широким применением в исследованиях мегапроектов: длительность и интенсивность строительства выступают интегральными индикаторами организационной зрелости, а OCC – функцией стандартизации, серийности и качества координации поставок.

Источниками эмпирических данных послужили официальные ресурсы IAEA PRIS и World Nuclear Association (WNA), публикации World Nuclear News, годовые отчеты и технические документы операторов и поставщиков (ГК «Росатом», CNNC, CGN), а также рецензируемая литература компетентных в данной отрасли ученых (авторства Б.А. Спасского, А.В. Попова, И.Ю. Даляева [3], К.Н. Проскурякова [4], Л. Чжан [5], Г. Ли [6] и др.).

Исследование опирается на открытые источники, что накладывает определенные методологические ограничения. Во-первых, оценки капитальных затрат в КНР часто

публикуются в виде диапазонов или в национальной валюте без унифицированной методики учета вспомогательных расходов (что требует дополнительного учета диспаритета покупательной способности). Во-вторых, прямое сопоставление удельной капитальной стоимости (ОСС) в долларах США носит оценочный характер. Ввиду закрытости части коммерческих данных показатели CAPEX приводятся в виде номинальных диапазонов. Настоящее сравнение не учитывает диспаратет паритета покупательной способности между внутренними рынками РФ и КНР, в связи с чем результаты отражают номинальные долларовые затраты, а не абсолютную экономическую эффективность. В-третьих, критерии фиксации «даты ввода» в разных источниках могут различаться (строительная готовность, физический пуск, первое подключение к сети). Для устранения этой неоднозначности во всех межпроектных сравнениях применялась унифицированная пара показателей «first concrete → first grid». Тем не менее, полученные

результаты носят оценочный характер и могут быть уточнены при доступе к закрытым отраслевым данным.

Таким образом, выбранная методология позволяет перейти от описательного обзора к количественной верификации влияния международных практик на управленческие и технологические аспекты сооружения АЭС.

Результаты

По состоянию на май 2026 г. в базе данных IAEA PRIS зарегистрировано 72 энергоблока в стадии строительства суммарной нетто-мощностью 75 474 МВт. Географическая структура сохраняет ярко выраженный акцент на долю Китая и России (рис. 2). Государственные корпорации КНР (CNNC, CGN, SPIC) ведут строительство 35 энергоблоков внутри страны, в то время как Госкорпорация «Росатом» реализует более 25 проектов как на территории РФ, так и за рубежом.



Рисунок 2. Долевое распределение строящихся энергоблоков АЭС по странам, май 2026 г. [Составлено авторами по материалам открытых источников³]

Figure 2. Distribution of nuclear power plant units under construction around the countries, May 2026. [Compiled by the authors based on open-source materials³]

³ IAEA – PRIS. Under Construction Reactors by Country. Power Reactor Information System (PRIS). URL: <https://pris.iaea.org/pris/worldstatistics/underconstructionreactorsbycountry.aspx> (дата обращения: 27.05.2026).

Российская атомная программа включает как завершение внутренних проектов поколения III+, так и реализацию экспортных проектов. В период 2020-2025 гг. введены в эксплуатацию энергоблоки Ленинградской АЭС-2 (ВВЭР-1200) и Нововоронежской АЭС-2. Продолжается строительство Курской АЭС-2 (ВВЭР-ТОИ) – первый энергоблок достиг полной мощности в марте 2026 г.; коммерческий ввод ожидается позднее в 2026 году.

В российской атомной отрасли последовательно развивается направление реакторов на натриевом теплоносителе. Опыт эксплуатации энергоблока БН-600 на Белоярской АЭС подтверждает работоспособность натриевых теплоносителей и служит экспериментальной базой для разработки систем управления и безопасности реакторов нового поколения⁴. Опыт эксплуатации энергоблоков БН-600 стал основой для проектных решений при создании энергоблоков следующего поколения: БН-800 и БН-1200, тем самым обеспечивая преемственность технологического прогресса⁵.

За рубежом ГК «Росатом» реализует проекты с реакторами типа ВВЭР-1200: 4 энергоблока на АЭС «Аккую» в Турции⁶; 2 энергоблока на АЭС «Руппур» в Бангладеш⁷; 2 энергоблока на Белорусской АЭС⁸.

Также Россия имеет совместные проекты с Китаем: АЭС «Тяньвань» (4 энергоблока типа ВВЭР-1000 и 2 энергоблока типа

ВВЭР-1200) и АЭС «Сюйдапу» (2 энергоблока типа ВВЭР-1200)⁹.

В настоящее время российская атомная отрасль расширяет портфель международных проектов, планируя запуск энергоблоков совместно с Венгрией. Инжиниринговый дивизион ГК «Росатом» является генеральным проектировщиком и подрядчиком АЭС «Пакш-2», на которой планируется возведение 2-х энергоблоков типа ВВЭР¹⁰. Это первый российский проект на территории Европейского союза.

Помимо реализации проектов в Турции, Египте, Бангладеш, Венгрии, Индии и Китае, международным дивизионом «Росатома» обсуждаются или заключены предварительные соглашения о строительстве энергоблоков в следующих странах: Бразилия, Вьетнам, Киргизия, Лаос, Монголия, Мьянма, Нигерия, Саудовская Аравия, Шри-Ланка.

Российская экспортная модель предусматривает комплексные решения, включая поставку топлива и управление полным топливным циклом. Данная стратегия минимизирует операционные риски для заказчиков, что, в свою очередь, актуализирует задачу постоянной оптимизации технологических процессов на всех этапах обращения с ядерным топливом

При сооружении российских АЭС применяются методы, направленные на сокращение сроков, например, технология «open-top» на ЛАЭС-2. В 2025 году на энергоблоке № 4 ряд операций был выполнен с опережением графика, что свидетельствует об эффективности принятых организационных решений на данном этапе¹¹.

Помимо этого, российская стратегия развития атомной энергетики включает иннова-

⁴ Rosatom Newsletter. BN-600: 45 years of fast reactor excellence (Юбилей БН-600). Rosatom Newsletter, 28.04.2025. URL: <https://rosatomnewsletter.com/ru/2025/04/28/bn-600-45-years-of-fast-reactor-excellence/> (дата обращения: 13.03.2026).

⁵ Страна Росатом. Самый опытный среди быстрых – БН-600. Strana-Rosatom, 21.04.2025. URL: <https://strana-rosatom.ru/2025/04/21/samyj-opytnyj-sredi-bystryh-bn-600-goto/> (дата обращения: 13.03.2026).

⁶ Akkuyu Nuclear (Rosatom). Информация о проекте АЭС Аккую. URL: <https://akkuyu.com/ru/about/info> (дата обращения: 12.03.2026).

⁷ AtomMedia. АЭС Руппур (Бангладеш). AtomMedia Online, 04.10.2023. URL: <https://atommedia.online/reference/aes-ruppur-bangladesh/> (дата обращения: 14.10.2025).

⁸ AtomMedia. Белорусская АЭС. AtomMedia Online. URL: <https://atommedia.online/reference/beloruskaya-aes/> (дата обращения: 14.03.2026).

⁹ Атомвестник. Тяньваньская АЭС и АЭС Сюйдапу. Atomvestnik.ru. URL: <https://atomvestnik.ru/2023/05/30/tian-vanskaja-ajes-i-ajes-sjuidapu/> (дата обращения: 14.03.2026).

¹⁰ Венгрия ожидает старта строительства АЭС «Пакш-2» не позднее начала февраля. Интерфакс, 15.10.2025. URL: <https://www.interfax.ru/world/1052718> (дата обращения: 16.10.2025).

¹¹ На четвертом энергоблоке Ленинградской АЭС-2 залили первый бетон. Strana-Rosatom, 20.03.2025. URL: <https://strana-rosatom.ru/2025/03/20/na-chetvertom-energoblok-e-leningrads/> (дата обращения: 12.10.2025).

ционный проект «Прорыв»¹², в основе которого лежит создание опытно-демонстрационного энергокомплекса IV поколения (ОДЭК). Энергокомплекс включает в себя энергоблок с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300. Реализация проекта направлена на уменьшение рисков и имеет целевые технические решения, направленные на повышение безопасности; однако полная оценка эффективности будет возможна после продолжительной эксплуатации.

За последнее десятилетие в Китайской Народной Республике зафиксирована устойчивая тенденция к интенсификации развития атомно-энергетического комплекса. После аварии на японской АЭС «Фукусима-1» (2011 г.), наблюдается переход от реакторных установок поколения II+ (CPR-1000) к серийному строительству блоков поколения III (Hualong One).

В 2020-2025 гг. введены в эксплуатацию первые серийные энергоблоки Hualong One: энергоблок «Фуцин-5» был впервые подключен к сети 27 ноября 2020 года, «Чжанчжоу-1» – 28 ноября 2024 года, а «Чжанчжоу-2» – 22 ноября 2025 года. Широкое применение технологий крупномодульной сборки позволило сократить монтаж корпуса реактора на 70 дней и существенно снизить зависимость от внешних факторов¹³.

Согласно отчету China Nuclear Energy Association (CNEA)¹⁴, по результатам 2024 г. китайская промышленность достигла производственной мощности порядка 10 комплектов основного оборудования в год (главные парогенераторы, корпуса реакторов и др.), а общий объем поставок составил 114 комплектов¹⁵.

Одновременно ведется строительство пилотных блоков поколения IV – газоохладяемых высокотемпературных реакторов (HTGR) CFR-600 на АЭС «Сяпу» (начало строительства 2021-2022 гг.) и малых модульных реакторов (ACP100, Linglong One).

По данным World Nuclear Association, к концу 2025 года установленная мощность действующих блоков в Китае достигла примерно 62 ГВт(э), а еще 43 ГВт(э) находились в стадии строительства; в марте 2026 года был утвержден 15-й пятилетний план, предусматривающий достижение 110 ГВт(э) к 2030 году¹⁶.

На рисунке 3 представлен сравнительный анализ институционально-технологических моделей проектирования и строительства АЭС в Российской Федерации и Китайской Народной Республике, отражающий различия в организационных подходах, уровне стандартизации, серийности, цифровой трансформации и структуре управления проектами.

В таблице 1 [составлено авторами по материалам открытых источников^{17, 18, 19, 20, 21, 22, 23, 24, 25, 26, 27, 28, 29}] приведены нормиро-

¹⁶ World Nuclear News. Podcast: China's plans for new nuclear capacity. World Nuclear News. URL: <https://www.world-nuclear-news.org/articles/podcast-chinas-plans-for-new-nuclear-capacity> (дата обращения: 23.04.2026).

¹⁷ World Nuclear Association. Novovoronezh 2-1. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/novovoronezh-2-1> (дата обращения: 03.07.2026).

¹⁸ World Nuclear Association. Novovoronezh 2-2. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/novovoronezh-2-2> (дата обращения: 03.07.2026).

¹⁹ World Nuclear Association. Leningrad 2-1. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/leningrad-2-1> (дата обращения: 03.07.2026).

²⁰ World Nuclear Association. Leningrad 2-2. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/leningrad-2-2> (дата обращения: 03.07.2026).

²¹ World Nuclear Association. Fuqing 1. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/fuqing-1> (дата обращения: 03.07.2026).

²² World Nuclear Association. Fuqing 5. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/fuqing-5> (дата обращения: 03.07.2026).

²³ World Nuclear Association. Fuqing 6. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/fuqing-6> (дата обращения: 03.07.2026).

²⁴ World Nuclear Association. Zhangzhou 1. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/zhangzhou-1> (дата обращения: 03.07.2026).

²⁵ World Nuclear Association. Zhangzhou 2. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/zhangzhou-2> (дата обращения: 03.07.2026).

¹² Проект «Прорыв». ПрорывРосатом. Proryv2020. URL: <https://proryv2020.ru/> (дата обращения: 15.03.2026).

¹³ IAEA. Successful Techniques to Cut Nuclear Construction Times Showcased at IAEA General Conference. URL: <https://www.iaea.org/ru/node/127913> (дата обращения: 01.07.2026).

¹⁴ China Nuclear Energy Association (CNEA). China Nuclear Energy Development Report 2025. URL: <https://www.globaltimes.cn/page/202504/1332989.shtml> (дата обращения: 25.03.2026).

¹⁵ 中評社. 我國核電總體規模首次躍居世界第一. – 中國評論通訊社. URL: <https://hk.cmtt.com/doc/1070/6/8/3/107068370.html> (дата обращения: 01.07.2026).

ванные показатели по референтным энергоблокам, отобранным в соответствии с критериями, изложенными в разделе «Материалы и методы». Для российских проектов использованы данные первых серий (FOAK/NOAK), что позволяет проследить динамику обучения; китайские блоки представляют уже серийную стадию реализации.

Представленные данные свидетельствуют о более низких значениях T_{months} , $T_{months}/\text{МВт}$ и ОСС у выбранных китайских блоков в пределах использованной выборки; однако вследствие ограниченного числа сопоставляемых проектов корректнее говорить не о статистически доказанном превосходстве, а о выявленной тенденции. Длительность строительства энергоблоков Hualong One составляет 61-87 месяцев (0,055-0,080 мес/МВт), тогда как российские проекты ВВЭР-1200 находятся в диапазоне 84-126 месяцев (0,067-0,115 мес/МВт). Переход от технологии CPR-1000 (среднее ~60-70 месяцев) к Hualong One показывает дальнейшее улучшение показателей благодаря высокой серийности и модульности.

Сходная тенденция наблюдается и по удельной капитальной стоимости. Для китайских проектов диапазон преимущественно находится в пределах 1860-3110 \$/кВт, тогда как для российских проектов – 2360-4500 \$/кВт.

Результаты количественного и качественного анализа подтверждают, что институциональные и организационные факторы (серийность, модульность, вертикальная интеграция) оказывают определяющее влияние

на ключевые показатели эффективности сооружения АЭС и формируют основу для дальнейшего международного сотрудничества.

Обсуждение

Международная практика, накопленная РФ и КНР, оказывает существенное влияние на управленческие и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС.

Это влияние реализуется через конкретные механизмы, действующие на трех взаимосвязанных уровнях.

Во-первых, на технологическом уровне международный опыт способствует переходу от индивидуального проектирования к стандартизированным и модульным решениям. Китайская практика реализации Hualong One демонстрирует высокий уровень заводской готовности оборудования, широкое применение модульной сборки и снижение объема полевых монтажных операций, что способствует повышению предсказуемости сроков и устойчивости графика строительства. Российская практика, в свою очередь, активно использует преемственность технологических платформ ВВЭР, что обеспечивает ускорение последующих проектов.

Во-вторых, на управленческом уровне влияние проявляется в создании эффективных институциональных механизмов. Китайская модель опирается на централизованное государственное планирование и вертикальную интеграцию цепочек поставок, что позволяет быстро масштабировать производство, применяя эффект обучения. Российская модель ориентирована на управление сложными экспортными проектами «под ключ», включая полный топливный цикл и долгосрочное сервисное сопровождение, что требует высокого уровня координации между исполнителями и заказчиком.

В-третьих, цифровая трансформация выступает связующим механизмом между технологическими и управленческими практиками. Внедрение BIM, цифровых двойников и интегрированных PLM/ERP-систем в обеих странах позволяет значительно снижать количество проектных рисков и повышать точность прогнозирования сроков и стоимости выполняемых работ.

²⁶ World Nuclear Association. Fangchenggang 3. URL: <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/details/fangchenggang-3> (дата обращения: 03.07.2026).

²⁷ World Nuclear News. World's first Hualong One unit connects to grid. URL: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/World-first-Hualong-One-unit-connects-to-grid> (дата обращения: 27.03.2026).

²⁸ GreenPrizm (для Anthropocene Institute). Summary of 2023 Report on Chinese Nuclear Power Generation and Costs Analysis. URL: <https://anthropoceneinstitute.com/wp-content/uploads/2024/07/2023-Summary-of-Report-on-Chinese-Nuclear-Power-Generation-and-Costs-Analysis-20240424Final.pdf> (дата обращения: 03.07.2026).

²⁹ World Nuclear Association. Economics of Nuclear Power. URL: <https://world-nuclear.org/information-library/economic-aspects/economics-of-nuclear-power> (дата обращения: 03.07.2026).



Рисунок 3. Сравнение институционально-технологических моделей сооружения АЭС в Российской Федерации и Китайской Народной Республике. [Составлено авторами]

Figure 3. Comparison of institutional and technological models of nuclear power plant construction in the Russian Federation and the People's Republic of China. [Compiled by the authors]

Таблица 1. Сопоставительные характеристики реализации проектов АЭС в России и Китае по ключевым метрикам [Составлено авторами по материалам открытых источников, см. постраничные сноски 17-29]

Table 1. Comparative characteristics of NPP project implementation in Russia and China by key metrics [Compiled by the authors based on open-source materials 24-36]

Проект	Страна	Net, МВт	First concrete	First grid	T _m onths	T _{mont} hs/МВт	CAPEX, млрд \$	OCC, \$/кВт
Нововоронеж-2 ЭБ-1 (ВВЭР-1200 (III+))	РФ	1114	24.06.2008	05.08.2016	97,4	0,08743	3,4-4,35	3050-3900
Нововоронеж-2 ЭБ-2 (ВВЭР-1200 (III+))	РФ	1114	12.07.2009	01.05.2019	117,63	0,10562	3,4- 4,35	3050-3900
ЛАЭС-2 ЭБ-1 (ВВЭР-1200 (III+))	РФ	1101	25.10.2008	09.03.2018	111,73	0,10148	2,6-3,0	2360-2725
ЛАЭС-2 ЭБ-2 (ВВЭР-1200 (III+))	РФ	1101	15.04.2010	22.10.2020	126,25	0,11468	2,6-3,0	2360-2725
Лин Ао-3 (CPR-1000 (II+))	КНР	1020	15.12.2005	15.07.2010	55,70	0,0546	~1,53	~1500
Фанцзяшань-1 (CPR-1000 (II+))	КНР	1080	26.12.2008	04.11.2014	71,30	0,0660	~1,90	~1760
Фуцин-5 (Hualong One (III+))	КНР	1075	07.05.2015	27.11.2020	66,76	0,06211	2,0-2,8	1860-2605
Фуцин-6 (Hualong One (III+))	КНР	1075	16.12.2015	11.01.2021	61,2	0,0569	2,0-2,6	1860-2420
Чжанчжоу-1 (Hualong One (III+))	КНР	1126	16.10.2019	28.11.2024	61,45	0,05458	2,6-3,5	2310-3110
Фанчэнган-3 (Hualong One (III+))	КНР	1080	24.12.2015	03.03.2023	86,7	0,0803	2,4-3,2	2220-2960

Таким образом, международная практика РФ и КНР трансформирует не отдельные процессы, а всю систему организации атомной промышленности, переводя ее от проектно-ориентированного подхода к системному, серийному и управляемому на основе данных. Именно этот системный подход объясняет наблюдаемые различия в нормированных показателях эффективности (табл. 1 и 2).

Центральным механизмом повышения эффективности выступает эффект серийности, который количественно описывается законом обучения. При удвоении кумулятивного объема производства удельная капитальная стоимость C изменяется по экспоненциальной зависимости:

$$C(Q) = C_1 \cdot Q^b, \quad b = -\frac{\log(LR)}{\log(2)},$$

где C_1 – стоимость первого энергоблока, Q – кумулятивное число однотипных энергоблоков, b – показатель обучения, LR – коэффициент обучения.

Для начальной стоимости 3000 \$/кВт и типичных значений $LR = 7\%$, 10% и 12% расчетные значения OCC приведены в таблице 2.

Таблица 2. Расчетные значения OCC (\$/кВт) для последовательных удвоений объема серийного строительства Hualong One [Составлено авторами]

Table 2. Calculated values of OCC (\$/kW) for successive doublings of the serial construction volume of Hualong One [Compiled by the authors]

Кумулятивное число одно- типных блоков	LR = 7% (b = -0,1043)	LR = 10% (b = -0,1520)	LR = 12% (b = -0,1844)
1	3000,0	3000,0	3000,0
2	2790,0	2700,0	2640,0
4	2590,5	2430,0	2319,0
8	2400,2	2187,0	2047,0
16	2221,5	1968,3	1812,0

Эмпирические данные таблицы 2 согласуются с моделью эффекта обучения: OCC китайских блоков (включая Фуцин-5, Фуцин-6, Чжанчжоу-1 и поздние серийные) в диапазоне 1860-3110 \$/кВт соответствует $LR \approx 9-11\%$ при кумулятивном объеме около 12-16 блоков. В российских проектах ВВЭР-1200 эффект обучения на начальных этапах реализации ослабляется влиянием внешних факторов (включая адаптацию проектов под новые требования безопасности и особенности

финансирования), что отражается в вариативности удельной длительности от первых блоков FOAK (Нововоронежская АЭС-2 ЭБ-1, $T_{\text{months}}/\text{MBt} = 0,087$) к последующим NOAK (ЛАЭС-2 ЭБ-2, $T_{\text{months}}/\text{MBt} = 0,115$). Тем не менее, заложенный технологический потенциал серийности предполагает сокращение удельных сроков на 15-20% в будущих сериях. Таким образом, серийность выступает универсальным драйвером сокращения как сроков строительства, так и удельной капитальной стоимости.

Результаты исследования подтверждают, что ключевыми механизмами сооружения АЭС являются серийность (обеспечивающая эффект обучения), модульность (сокращающая сроки строительства) и цифровая трансформация (повышающая предсказуемость реализации). Выявленные закономерности позволяют не только объяснить различия между национальными моделями РФ и КНР, но и предложить количественно обоснованные ориентиры для прогнозирования эффективности будущих проектов, что особенно важно для формирования экспортно-инжиниринговых стратегий Российской Федерации и международного сотрудничества.

Заключение

Международная практика, накопленная Российской Федерацией и Китайской Народной Республикой, оказывает определяющее влияние на управленческие и технологические аспекты проектирования и строительства АЭС. Это влияние носит системный характер и реализуется через механизмы стандартизации, серийности, модульности и вертикальной интеграции, подкрепленные централизованными управленческими решениями.

Результаты сравнительного анализа (табл. 1 и 2) показали, что именно сочетание данных механизмов позволяет существенно сокращать сроки и стоимость сооружения энергоблоков. Российская модель сохраняет преимущества в комплексных экспортных проектах и технологической преемственности. В пределах рассмотренной выборки китайская модель демонстрирует более высокую скорость сооружения и более низкую

удельную капитальную стоимость, что в значительной степени связано с масштабом серийного строительства, высокой локализацией производства и стандартизацией проектных решений.

На основе результатов проведенного анализа сформулированы практические рекомендации, направленные на адаптацию управленческих моделей государственной политики Российской Федерации в области атомной энергетики с целью повышения эффективности сооружения АЭС в соответствии с Энергетической стратегией Российской Федерации до 2035 года.

Данные рекомендации согласуются с положениями Энергетической стратегии Российской Федерации на период до 2035 года (распоряжение Правительства РФ от 09.06.2020 № 1523-р), Государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» (постановление Правительства РФ от 02.06.2014 № 506-12 с изменениями) и Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2042 года. В частности, предлагается:

- последовательное развитие серийного строительства типовых энергоблоков как основы для реализации эффекта обучения и снижения удельной стоимости;

- расширение применения модульных технологий и цифровых инструментов (BIM, цифровые двойники, интегрированные PLM/ERP-системы) на всех этапах жизненного цикла проекта;

- укрепление вертикальной интеграции производственно-логистических цепочек

и механизмов централизованного управления проектами;

- развитие взаимовыгодного сотрудничества с китайскими партнерами в области локализации и стандартизации при сохранении российских конкурентных преимуществ в экспортных проектах полного цикла и технологиях быстрых реакторов.

Реализация предложенных мер позволит не только повысить эффективность реализации проектов сооружения АЭС внутри страны, но и повысить конкурентоспособность российских проектов на международном рынке атомных технологий. В долгосрочной перспективе накопленный в ходе серийного строительства энергоблоков поколения III+ опыт создаст необходимую технологическую и организационную основу для перехода к опытно-промышленному освоению реакторов поколения IV и малых модульных реакторов.

Таким образом, международная практика Российской Федерации и Китайской Народной Республики демонстрирует, что в условиях высокой капиталоемкости и технологической сложности проектов существенное значение приобретают не только характеристики реакторных установок, но и эффективность управленческих, организационных и производственно-логистических механизмов. Именно сочетание серийности, модульности, цифровой трансформации и централизованной координации позволяет ведущим ядерным державам задавать новые ориентиры устойчивого развития атомной энергетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Cheng H., Ye X., Liu X., Zhang H., Zheng G., Yang B., Wang T., Ma T., Shi Q., Xiong W. Overview of analysis and evaluation models for China's nuclear energy development. *Energy Strategy Reviews*. 2025;60:101789. <https://doi.org/10.1016/j.esr.2025.101789>
 2. Farag Y.S., Wimmers A. Nuclear Diplomacy: Analyzing Russian Foreign New Build Projects. In: Wimmers A., Böse F., Kemfert C., von Hirschhausen C. Nuclear Power. Studies in Energy, Resource and Environmental Economics. Springer, Cham, 2026:233-263. https://doi.org/10.1007/978-3-031-99894-2_9
 3. Спасский Б.А., Попов А.В., Даляев И.Ю. К вопросам применения робототехнических комплексов на объектах использования атомной энергии. *Робототехника и техническая кибернетика*. 2021;9(4):245-251. Режим доступа: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47422023&ysclid=mruejko0s7744883640> (дата обращения 21.06.2026).
- Spassky B.A., Popov A.V., Dalayev I.Yu. On the application of robotic systems at nuclear power plants. *Robotics and Technical Cybernetics*. 2021;9(4):245-251. Available at: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47422023&ysclid=mruejko0s7744883640> (accessed: 21.06.2026).

4. Проскуряков К.Н., Хвостова М.С. Разработка методов и средств повышения экологической, радиационной и промышленной безопасности АЭС с ВВЭР-1200. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(1):36-39. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-04>

Proskuryakov K.N., Khvostova M.S. Development of methods and means to improve environmental, radiation and industrial safety of NPPs with VVER-1200. *Nuclear safety*. 2024;14(1):36-39. (in Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-04>

5. Zhan L., Zhang H., Liu W., Chen Y., Wang H. Development and outlook of advanced nuclear energy technology. *Energy Strategy Reviews*. 2021;34:100630. <https://doi.org/10.1016/j.esr.2021.100630>

6. Li G., Wang J., Hu Z. Study on improving the economic efficiency of nuclear power engineering in China: taking Hualong One as an example. *Construction Economy*. 2025;46(6):90 (in Chin.). <https://doi.org/10.14181/j.cnki.1002-851x.202506090>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Щёголева Д.А. – разработка концепции исследования, методологическое обоснование, сбор и систематизация эмпирических данных, расчет нормированных показателей эффективности, анализ эффекта обучения и серийности, интерпретация результатов, формулировка выводов, подготовка первоначальной версии рукописи, подготовка таблиц и иллюстраций;

Фёдоров К.Ф. – верификация и перекрестная проверка эмпирических данных по российским и китайским проектам, технический анализ институциональных моделей управления проектами, оценка влияния организационных факторов на показатели эффективности, доработка методологического аппарата, редактирование и подготовка окончательной версии рукописи, оформление списка литературы.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии внешнего финансирования при выполнении данного исследования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Дарья Алексеевна Щёголева, кафедра электромеханики и робототехники, Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Санкт-Петербургский государственный университет аэрокосмического приборостроения», г. Санкт-Петербург, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0003-1017-8435>

e-mail: shchegoleva.da@yandex.ru

Константин Фёдорович Фёдоров, инженер, Федеральное государственное автономное научное учреждение «Центральный научно-исследовательский и опытно-конструкторский институт робототехники и технической кибернетики», г. Санкт-Петербург, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-8835-0245>

e-mail: k.fedorov@rtc.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Shchegoleva D.A. – development of the research concept, methodological substantiation, collection and systematization of empirical data, calculation of normalized performance indicators, analysis of the learning effect and seriality, interpretation of the results, formulation of conclusions, preparation of the initial version of the manuscript, preparation of tables and illustrations;

Fedorov K.F. – verification and cross-checking of empirical data on Russian and Chinese projects, technical analysis of institutional project management models, assessment of the impact of organizational factors on performance indicators, refinement of the methodological framework, editing and preparation of the final version of the manuscript, and formatting of the list of references.

FUNDING:

The authors declare no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Daria A. Shchegoleva, Department of Electromechanics and Robotics, Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Education «Saint Petersburg State University of Aerospace Instrumentation», Saint Petersburg, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0003-1017-8435>

e-mail: shchegoleva.da@yandex.ru

Konstantin F. Fedorov, Engineer, Federal State Autonomous Scientific Institution «Russian State Scientific Center for Robotics and Technical Cybernetics», Saint Petersburg, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-8835-0245>

e-mail: k.fedorov@rtc.ru

Поступила в редакцию / Received 24.10.2025

После доработки / Revision 31.07.2026

Принята к публикации / Accepted 04.08.2026

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-2026-03-05>

УДК 621.039.57

EDN MVTСMB

Оригинальная статья / Original paper



**Модель боковых ионизационных камер для ВВЭР-1000 в составе
программного комплекса ПРОСТОР**

В.Н. Кудратов , **И.Д. Воронин** , **Д.А. Соловьев** , **А.А. Семенов** ,
С.М. Гололобов , **Н.В. Щукин** , **С.В. Ивахин** , **Д.А. Плотников** , **Г.Г. Новиков**
Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация
 vulture@inbox.ru

Резюме. Оценка мощности реактора по параметрам аппаратуры контроля нейтронного потока (АКНП) является наиболее быстродействующим способом определения мощности среди используемых на реакторной установке с ВВЭР-1000. По этой причине мощность, рассчитанная АКНП, используется в системе управления и защиты реактора. В этой связи корректное моделирование переноса нейтронного излучения в места расположения ионизационных камер (ИК) является важной и актуальной задачей для расчетных кодов, комплексно описывающих динамические режимы реакторной установки. В данной работе приведено описание моделей боковых ионизационных камер АКНП, которые применялись ранее и используются в настоящее время в программном комплексе (ПК) ПРОСТОР. Первоначальная упрощенная модель ИК АКНП качественно описывала зависимость нейтронного потока в местах расположения ИК от углового расположения камер, однако эта упрощенная модель не позволяла корректно воспроизводить аксиальную зависимость потока нейтронов в каналах ИК, поскольку в этой модели не учитывалось ослабление потока нейтронов при прохождении через опорную бетонную консоль. Для того, чтобы исправить этот недостаток была разработана новая улучшенная модель ИК АКНП. Для реализации улучшенной модели ИК АКНП в программе на основе метода Монте-Карло *OpenMC* была разработана трехмерная модель реактора и его биологической защиты. После этого были проведены оценки вкладов двух периферийных рядов ТВС в нейтронный поток на радиусе размещения ИК в зависимости от угла и высоты расположения ИК. На основе полученных вкладов была построена улучшенная модель ИК АКНП, которая в настоящее время используется в составе п/к ПРОСТОР. Для сравнения качества моделей ИК АКНП с помощью ПК ПРОСТОР выполнено моделирование измерения по сбросу аварийной защиты, проведенное на Калининской АЭС.

Ключевые слова: ВВЭР, АКНП, аппаратура контроля нейтронного потока, ионизационные камеры, перенос нейтронов

Для цитирования: Кудратов В.Н., Воронин И.Д., Соловьев Д.А., Семенов А.А., Гололобов С.М., Щукин Н.В., Ивахин С.В., Плотников Д.А., Новиков Г.Г. Модель боковых ионизационных камер для ВВЭР-1000 в составе программного комплекса ПРОСТОР. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):50-59. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-05>

For citation: Kudratov V.N., Voronin I.D., Solovyev D.A., Semenov A.A., Gololobov S.M., Shchukin N.V., Ivakhin S.V., Plotnikov D.A., Novikov G.G. A model of side ionization chambers for the VVER-1000 as part of the PROSTOR software complex. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):50-59. (In Rus.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-05>

**A model of side ionization chambers for the VVER-1000 as part of the PROSTOR
software complex**

Voxid N. Kudratov , **Igor D. Voronin** , **Denis A. Solovyev**  , **Andrey A. Semenov** ,
Sergey M. Gololobov , **Nikolay V. Shchukin** , **Sergey V. Ivakhin** , **Denis A. Plotnikov** ,
Grigory G. Novikov 

National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation
 vulture@inbox.ru

Abstract. Estimating reactor power based on neutron flux monitoring system parameters is the fastest method for power determination among those employed at the VVER-1000 reactor. Therefore, the power value calculated by neutron flux monitoring system is utilized in the reactor control and protection system. Consequently, accurately modeling neutron radiation transport to the locations of the ionization chambers is a crucial and relevant task for computational codes that provide a comprehensive description of the reactor facility's dynamic operating modes. This paper describes the models of side ionization chambers of the neutron flux monitoring system used in the PROSTOR software. The initial simplified model of the neutron flux monitoring system qualitatively described the dependence of the neutron flux at the ionization chamber locations on the angular positioning of the chambers. However, this simplified model failed to accurately reproduce the axial dependence of the neutron flux within the ionization chambers channels, as it did not account for neutron flux attenuation caused by the supporting concrete cantilever. To address this shortcoming, a new improved neutron flux monitoring system model is developed. To implement this improved model within the OpenMC Monte Carlo code, a three-dimensional model of the reactor and its biological shielding is created. Subsequently, assessments are made of the contributions from two peripheral rows of fuel assemblies to the neutron flux at the detector placement radius, as a function of the detector's angular and vertical position. Based on the resulting data, an improved model of the neutron flux monitoring system is developed and is currently utilized within the PROSTOR software. PROSTOR software is used to simulate a scram measurement previously conducted at the Kalinin NPP to evaluate the quality of the neutron flux monitoring system models.

Keywords: VVER, neutron flux monitoring system, ionization chambers, neutron transport

Введение

Боковые ионизационные камеры (далее – ИК) используются в составе аппаратуры контроля нейтронного потока (далее – АКНП) для измерения интенсивности нейтронного потока в месте их расположения. Сами ИК находятся за корпусом реактора в каналах, расположенных в биологической защите. Вычисленная АКНП на основе токов ИК мощность реактора используется в системе управления и защиты реактора. Оценка мощности реактора по параметрам АКНП является наиболее быстродействующим способом определения мощности среди используемых на энергоблоке.

Основной вклад в поток нейтронов в местах расположения ИК вносят периферийные ТВС активной зоны. Из-за изменения профиля нейтронного поля внутри активной зоны в переходных процессах, мощность реактора, оцененная АКНП, может отличаться от тепловой мощности реактора. В этой связи корректное моделирование переноса нейтронного излучения в места расположения ИК является важной и актуальной задачей для расчетных кодов, комплексно описывающих динамические режимы реакторной установки. К таким кодам относится

программный комплекс (далее – ПК) ПРОСТОР, решающий задачу переноса нейтронов в двухгрупповом диффузионном нодальном приближении с учетом теплогидравлических характеристик и взаимного влияния оборудования 1-го и 2-го контуров действующих АЭС с реакторами ВВЭР-1000¹ [1]. Нейтронно-физические сечения для ПК ПРОСТОР подготовлены по программе UNK².

Ранее используемая модель ИК АКНП

Первоначально в ПК была использована упрощенная модель ИК АКНП.

Между граничными расчетными ячейками ТВС и ИК АКНП учитывался перенос излучения по высоте. Опишем алгоритм высот-

¹ Будникова О.А., Выговский С.Б., Зимин В.Г., Кориковский К.П., Краюшкин Ю.А., Мищерин С.А., Осадчий М.А., Семенов А.А., Страшных В.П., Чернов Е.В., Чернаков В.А. Программный комплекс «ПРОСТОР» (версия 1). Приложение к аттестационному паспорту № 182 от 28.10.2004. Москва: ВНИИАЭС, 2004. 8 с.

² Анохин А.Ю., Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д. Программный комплекс UNK для детального расчета спектра нейтронов в ядерных реакторах. Отчет ИЯР/РНИЦ «КИ». Инв. № 35-410-4/81 от 18.05.2001. Москва: ИЯР/РНИЦ «Курчатовский институт», 2001.

ного переноса. Далее обозначения соответствуют приведенным на рисунке 1. Голубым на рисунке 1 отмечена область граничных ТВС ($ABDF$), видимая со стороны камеры, расположенной в точке P . Отрезок HG представляет собой ТВС, перпендикулярную прямой, соединяющей центр активной зоны и камеру. Для точки B угол BPM будет высотным углом видимости камеры. В качестве расстояния между нодом B и камерой P используется отрезок BP .

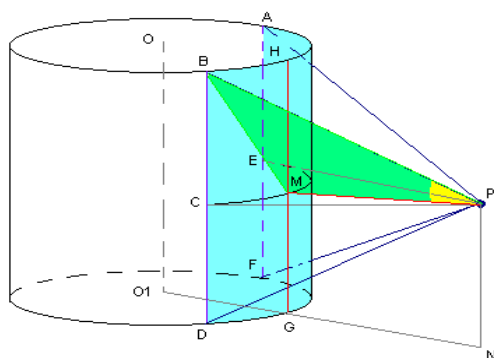


Рисунок 1. Высотный угол
Figure 1. Ascending vertical angle

В пространстве нейтроны поверхностного источника рассеиваются анизотропно. При переносе от поверхности активной зоны до ионизационной камеры ослабление потока принято обратно пропорциональным квадрату расстояния (оптическая модель без поглощения):

$$\Phi_{\text{кам}} = \Phi_{\text{гр}} \cdot \exp(-R \cdot \lambda) \cdot \cos^{\mu}(\alpha) / (R^2),$$

где $\Phi_{\text{кам}}$ – нейтронный поток, в месте расположения камеры; $\Phi_{\text{гр}}$ – нейтронный поток в граничной расчетной ячейке; R – расстояние между центром расчетной ячейки и камерой; λ – коэффициент ослабления нейтронного потока вне активной зоны; $\cos(\alpha)$ – косинус угла между прямой, проходящей через центр активной зоны в горизонтальной плоскости и центр расчетной ячейки и прямой, соединяющей центр расчетной ячейки и камеру; μ – степень косинуса при расчете.

Данная модель не позволяла корректно рассчитывать ослабление потока нейтронов за бетонной консолью шахты реактора (рис. 2), поэтому потребовалась разработка усовершенствованной модели.

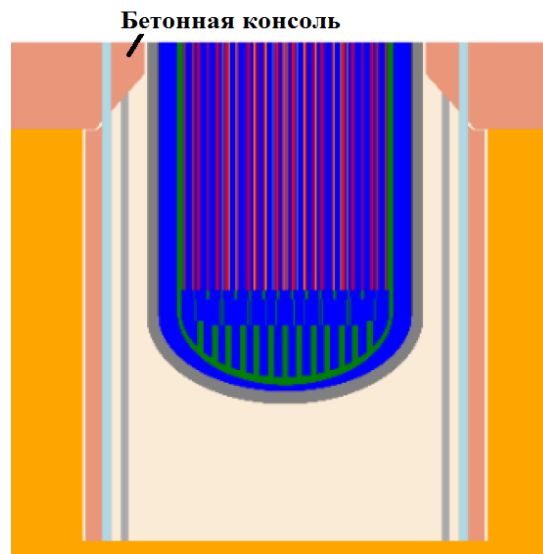


Рисунок 2. Аксиальный вид расчетной модели реактора ВВЭР-1000 в OpenMC

Figure 2. Axial view of the VVER-1000 reactor computational model in OpenMC

Построение новой модели ИК АКНП

При моделировании переноса нейтронов из активной зоны в места расположения ИК на качество расчета, кроме внутрикорпусных конструкций и расположения кассет в активной зоне, влияют температура и плотность теплоносителя в опускном участке реактора, а также наличие бетонной опорной консоли биологической защиты. Все это следует учесть при построении модели переноса излучения из активной зоны в места расположения ИК.

Для выполнения расчетных оценок вкладов двух периферийных рядов кассет активной зоны в плотность потока тепловых нейтронов в каналах ИК были выполнены расчеты с помощью программы *OpenMC* [2]. Эта программа позволяет провести расчет пространственного распределения плотности потока нейтронов на основе метода Монте-Карло. При этом было выполнено численное решение уравнения переноса с распределенным источником нейтронов спектра деления в активной зоне реактора. Расчеты проводились с использованием файлов оцененных ядерных данных *ENDF-B/VIII.0*.

Аналоговое моделирование переноса нейтронов от активной зоны к каналам ИК по методу Монте-Карло крайне неэффективно из-за большого коэффициента ослабления нейтронного потока. Вода замедляет нейтроны, снижая их энергию, а корпус реактора

и элементы биологической защиты поглощают значительную их часть. Для расчета такого класса задач методом Монте-Карло применяются методы уменьшения дисперсии, позволяющие искусственно увеличить число частиц в областях с сильным поглощением и таким образом обеспечить достаточную статистику для достоверного вычисления потока нейтронов.

Одним из наиболее эффективных подходов является метод весовых окон, основанный на дискретизации фазового пространства на ячейки с индивидуально заданными весовыми границами. Для каждой такой пространственно-энергетической ячейки пользователь определяет нижний порог веса W_L , в то время как верхняя граница W_U вычисляется путем умножения нижней весовой границы на фиксированную константу. Сформированный диапазон $[W_L, W_U]$ служит фильтром для контроля популяции расчетных частиц: если вес нейтрона оказывается ниже установленной нижней границы, иницируется процедура «русской рулетки», в результате которой частица либо исключается из расчета, либо продолжает движение с весом W_S внутри окна. В противоположном случае, когда вес частицы превышает верхний предел, происходит ее расщепление на несколько дочерних частиц, веса которых приводятся к значениям внутри заданного интервала.

В *OpenMC* реализован метод *MAGIC* (*Method of Automatic Generation of Importances by Calculation*) для автоматической генерации весовых окон. *MAGIC* представляет собой итерационный подход автоматического генерирования весовых окон для метода Монте-Карло. Сначала проводится стандартный расчет потока нейтронов, после чего на основе полученного распределения строится карта весов для каждой ячейки фазового пространства. Нулевые или малые значения потоков в отдельных ячейках заменяются средними значениями соседних ячеек, что обеспечивает гладкое и непрерывное распределение весов, пригодное для последую-

щих итераций. В следующем шаге расчет выполняется с использованием полученных весовых окон, а результаты используются для генерации нового набора весов. После нескольких итераций весовые окна стабилизируются, что позволяет получать достоверные оценки распределения нейтронного потока даже в областях с крайне низкой вероятностью попадания частиц.

Из-за ограниченных вычислительных ресурсов расчет для генерации весовых окон был разделен на два этапа. На первом этапе выполнялся перенос нейтронов от всех 72 периферийных ТВС на цилиндрическую поверхность сразу за выгородкой. Затем накопленный нейтронный поток использовался для задания нового поверхностного источника. На втором этапе проводился расчет с этим поверхностным источником, в ходе которого выполнялись итерации весовых окон на заданной сетке.

Для решения поставленной задачи в *OpenMC* была подготовлена расчетная трехмерная геометрическая модель реактора и внутрикорпусных устройств, а также бетонной шахты реактора. Пример радиально-азимутального вида расчетной модели реактора ВВЭР-1000 представлен на рисунке 3.

Расчет зависимости вклада $K_i(\theta)$ кассеты i в интегральную по высоте плотность потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК в бетонной защите проводится по формуле (1):

$$K_i(\theta) = 1 - \Phi_{t-i}(\theta)/\Phi_t(\theta), \quad (1)$$

где $\Phi_t(\theta)$ – распределение плотности потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК при задании во всех кассетах активной зоны равномерного распределения источника нейтронов деления;

$\Phi_{t-i}(\theta)$ – азимутальное распределение плотности потока тепловых нейтронов на том же радиусе при задании такого же источника во всех кассетах, кроме кассеты i , источник в которой задается равным нулю.

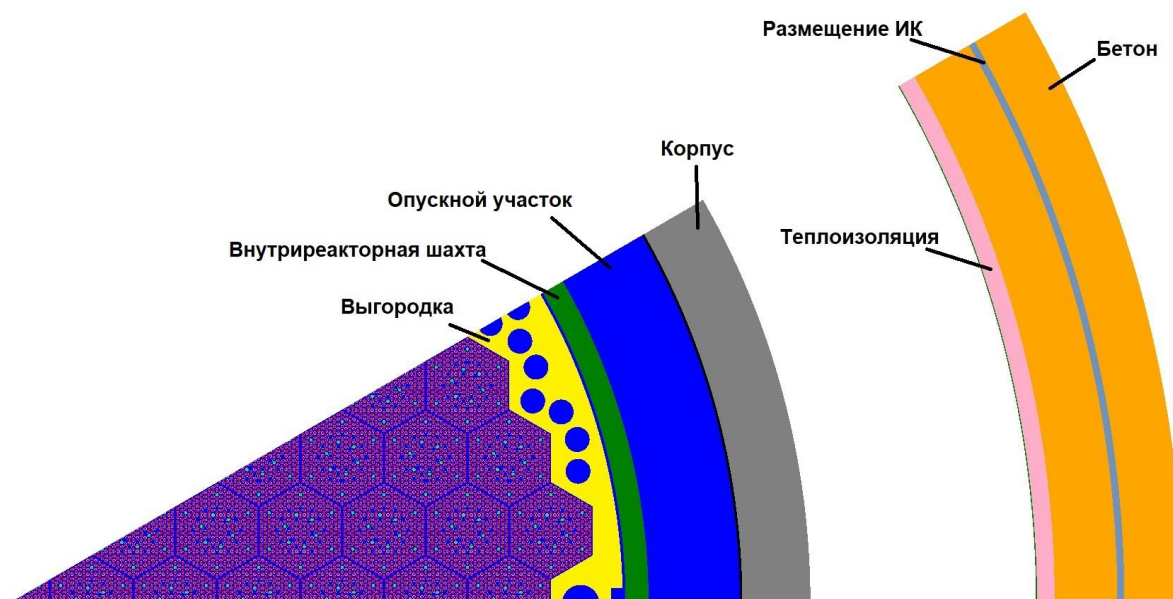


Рисунок 3. Радиально-азимутальный вид расчетной модели реактора ВВЭР-1000 в *OpenMC*
Figure 3. Radial and azimuthal view of the VVER-1000 reactor computational model in *OpenMC*

На рисунке 4 приведены азимутальные зависимости в диапазоне от -60° до $+90^\circ$ вкладов кассет 102, 115 и 127 внешнего 1-го

ряда (рис. 5), расположенных в секторе от 0° до 30° , в плотность потока тепловых нейтронов на радиусе расположения ИК.

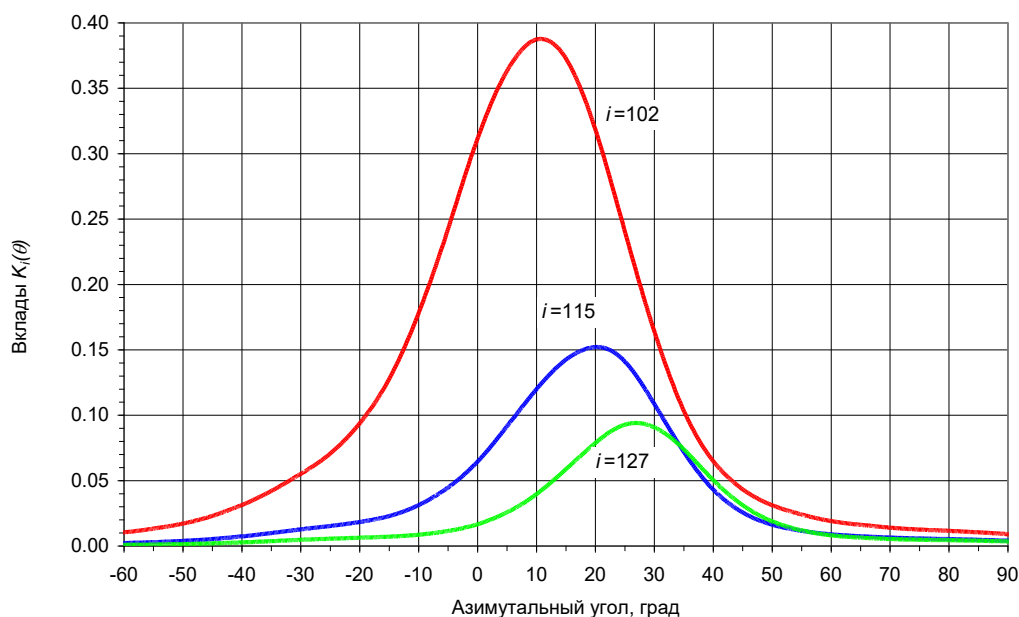


Рисунок 4. Азимутальная зависимость вкладов кассет первого периферийного ряда в интегральную по высоте плотность потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК i – номер кассеты

Figure 4. Azimuthal dependence of the contributions from the cassettes in the first peripheral row to the integral thermal neutron flux density with respect to height at the placement radius; i denotes the cassette number

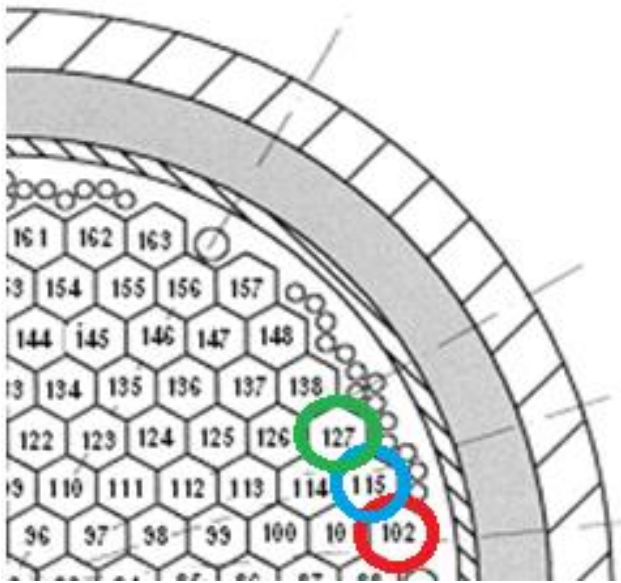


Рисунок 5. Нумерация кассет (i) в активной зоне
Figure 5. Fuel assembly numbering (i) in the core

Аналогично были оценены и аксиальные вклады. По определению $K_i(\theta)$ есть полный вклад кассеты i в плотность потока нейтронов, интегральную в пределах высоты активной зоны. Вклады отдельных аксиальных слоев кассет в плотность потока тепловых нейтронов на различных аксиальных уровнях в каналах ИК определяются выражением (2):

$$K_{ih}(\theta, z) = K_i(\theta) K_h(z), \quad (2)$$

Коэффициенты $K_h(z)$ рассчитываются в цилиндрической RZ геометрии (см. рис. 2). В этой модели два периферийных ряда кассет аппроксимируются кольцевой областью, разбитой на десять аксиальных слоев ($1 \leq h \leq 10$). В этом случае $K_h(z)$ определяется выражением (3):

$$K_h(z) = 1 - \Phi_{t-h}(z) / \Phi_t(z), \quad (3)$$

где $\Phi_t(z)$ — аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК при задании по всей высоте активной зоны равномерного распределения источника нейтронов деления;

$\Phi_{t-h}(z)$ — аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов на радиусе размещения ИК при задании такого же источника в активной зоне, кроме

аксиального слоя h в пределах двух периферийных рядов кассет, источник, в котором задается равным нулю.

В выполненных расчетах не учитывалась конструкция канала и блока ИК. Похожие подходы для оценки вкладов кассет в показания ИК использовались в работах [3-6].

Полученные таким образом для каждой расчетной ячейки в активной зоне (среди двух периферийных рядов кассет, разбитых по высотным слоям) вклады ($K_i(\theta)$ и $K_h(z)$) в поток тепловых нейтронов на радиусе размещения каналов АKNП аппроксимируются сплайнами 3-го порядка для перехода от дискретных зависимостей к непрерывным ($S_i(\theta)$ и $S_h(z)$).

В результате вклад отдельной периферийной ячейки активной зоны с координатой (i, h) в непрерывную поверхность на радиусе размещения каналов АKNП примет следующий вид (4):

$$S_{ih}(\theta, z) = S_i(\theta) S_h(z), \quad (4)$$

Для корректного моделирования переноса нейтронов из активной зоны в места расположения ИК требуется еще учесть влияние плотности и температуры теплоносителя в опускном участке. В результате выражение для переноса нейтронов из активной зоны в поверхность на радиусе расположения каналов АKNП примет следующий вид (5):

$$F_{ih}(\theta, z, \rho, T) = S_i(\theta) S_h(z) \exp(-K(\rho, T)), \quad (5)$$

где $K(\rho, T)$ — коэффициент ослабления потока нейтронов в опускном участке в зависимости от плотности (ρ) и температуры (T) воды в опускном участке.

Коэффициент $K(\rho, T)$ подбирается методом наименьших квадратов при сравнении измеренных на АЭС и рассчитанных по модели ПК ПРОСТОР токов ИК на разных уровнях мощности.

Сравнение моделей ИК АKNП

Проведем сравнение ранее использованной модели ИК АKNП ПК ПРОСТОР и разработанной. Для этого

сопоставим нормированные показания блоков детектирования (БД) АКНП между собой.

На рисунке 6 представлены зависимости показаний БД АКНП от углового расположения камеры вокруг активной зоны при одинаковом источнике нейтронов в активной зоне. Угловая зависимость для старой и новой моделей ИК АКНП имеет шестигранную симметрию. Новая модель дополнительно описывает микроструктуру,

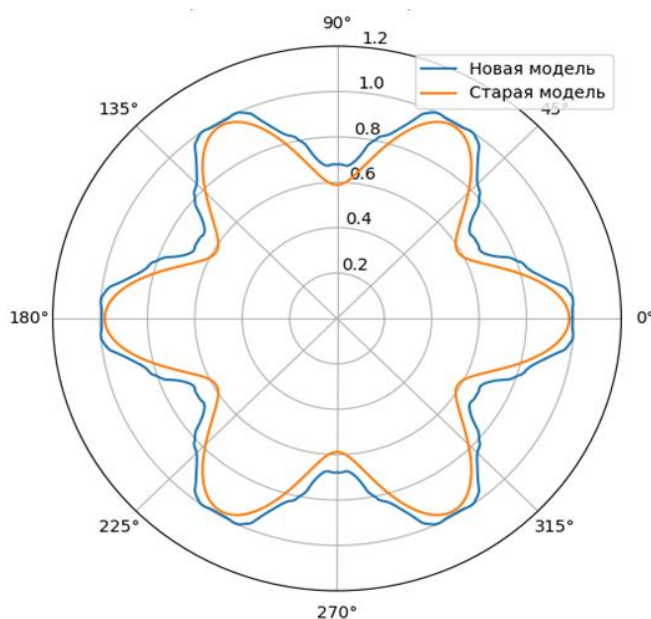


Рисунок 6. Зависимость показаний ИК АКНП от углового расположения камеры

Figure 6. Dependence of the readings of ionization chambers of neutron flux monitoring system on the camera's angular orientation

Таким образом, можно сделать вывод о корректности разработанной модели ИК АКНП.

Также произведем сравнение моделей АКНП на примере моделирования измерений по сбросу аварийной защиты на минимально контролируемом уровне мощности для 2 блока Калининской АЭС в начале 28 топливной кампании. В номерах каналов ИК и их положении по высоте – ИК № 1, 8 и 15 – использовались токи камер пускового диапазона, расположенные в середине верхней половины активной зоны (тип оборудования АКНП: АКНП-33Р).

Это измерение интересно тем, что реактиметры были подключены к верхней ИК

что связано с ослаблением нейтронного потока при его прохождении через неоднородную выгородку.

На рисунке 7 представлены высотные зависимости показаний БД АКНП при одинаковом источнике нейтронов в активной зоне. Из представленных данных видно, что новая модель АКНП корректно описывает ослабление нейтронного потока в области бетонной консоли.

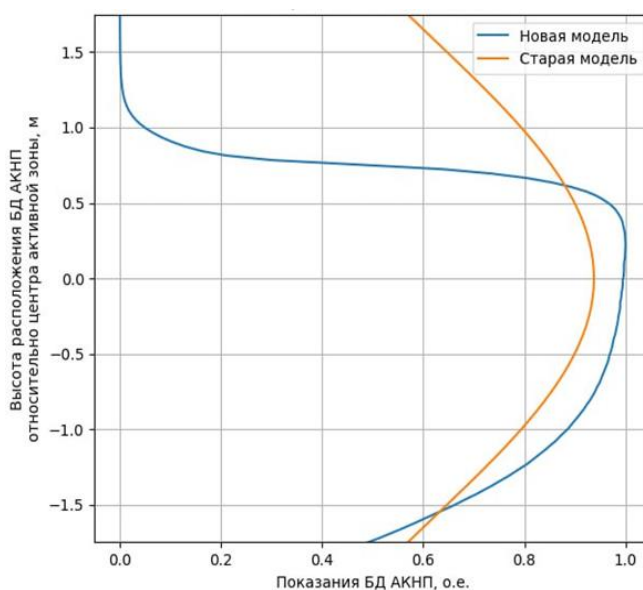


Рисунок 7. Зависимость показаний ИК АКНП от высотного расположения камеры

Figure 7. Dependence of the readings of ionization chambers of neutron flux monitoring system on the camera's altitude

(напротив центра верхней половины активной зоны) в гирляндах АКНП, хотя обычно подключение осуществляется к средней камере (напротив центра активной зоны). Данное измерение было смоделировано в ПК ПРОСТОР, при этом были использованы две разные модели АКНП. Результаты моделирования представлены в таблице 1.

Дадим комментарии к данным, приведенным в таблице 1:

– Измерение (РД ЭО 0151-2004) – данные измерений получены непосредственно с реактиметров.

– Измерение (NOSTRA) – данные измерений, обработанные по программе NOSTRA-EXP. Данное программное обес-

печение предназначено для моделирования и обработки результатов измерений, выполняемых при проведении испытаний по определению эффективности аварийной защиты, для повышения достоверности расчетно-экспериментального определения эффективности аварийной защиты РУ с ВВЭР³.

БИПР-7А – данные получены путем расчетного моделирования измерения по программе БИПР-7А. Данное программное обеспечение для расчетов параметров реак-

тора, предназначено для проектных и эксплуатационных расчетов ВВЭР⁴.

– ПРОСТОР (новая модель АКНП) – данные получены путем расчетного моделирования измерения по ПК ПРОСТОР с использованием улучшенной модели АКНП.

– ПРОСТОР (старая модель АКНП) – данные получены путем расчетного моделирования измерения по ПК ПРОСТОР с использованием упрощенной модели АКНП.

Таблица 1. Полная эффективность аварийной защиты в начала 28 топливной кампании 2 блока Калининской АЭС. Отравление Xe отсутствует. Дата: 2017.10.04.

Table 1. Emergency protection system performance at the start of the 28th refuelling campaign of the Kalinin NPP Unit 2. No Xe contamination. Date: October 4, 2017

Параметры	Измерение (РД ЭО 0151-2004)	Измерение (NOSTRA)	БИПР-7А	ПРОСТОР (новая модель АКНП)	ПРОСТОР (старая модель АКНП)
Тэфф, эфф.сут.	0	0	0	0	0
N, % от Nном	0,4	0,4	0,4	0,4	0,4
H1-H9	ВКВ	ВКВ	ВКВ	ВКВ	ВКВ
H10, %	90	90	90	90	90
№ «застрявшего» ОР СУЗ	11-20	11-20	11-20	11-20	11-20
Сбк, г/кг	11,88	11,88	12,32	11,71	11,71
Твх, °С	278,5	278,5	278,5	278,5	278,5
Р1К, кгс/см ²	160,0	160,0	160,0	160,0	160,0
Ngцн, шт	4	4	4	4	4
Δt, сек.	30	30	–	30	30
βэфф, %	0,67	0,66	0,67	0,67	0,67
Полная эффективность АЗ, %	6,92 ± 0,48	7,62 ± 0,76	7,87 ± 0,79	7,72±1,54	8,02±1,60

Как видно из данных, представленных в таблице 1, результаты измерения эффективности аварийной защиты (АЗ) по новой модели ИК АКНП в составе ПК ПРОСТОР находятся ближе к результатам измерений на АЭС, по сравнению со старой моделью.

Выводы

В работе представлено описание упрощенной (старой) и улучшенной (новой) моделей ИК АКНП в составе ПК ПРОСТОР. Представлено сравнение их показаний между собой и указано на отличия. Новая

модель ИК АКНП лучше описывает изменение нейтронного потока по углу, что связано с детальным моделированием выгородки реактора, а также учитывает наличие бетонной консоли и ослабление нейтронного потока за ней.

Сравнение результатов расчетных исследований сброса аварийной защиты так же показывает, что данные, получаемые с помощью улучшенной модели ИК АКНП, находятся ближе к результатам измерений, проведенных на АЭС.

³ NOSTRA-EXP. Программа для ЭВМ NOSTRA-EXP, совместимая с ОС Astra Linux. URL: <https://www.rosenergoatom.ru/about/programmnye-produkty/nostra-exp/> (дата обращения: 20.05.2026).

⁴ Программа БИПР-7А (версия 1.5). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП при РНК КИ № 613 от 31.07.2006. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 241 от 23.09.2008. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва: 2008.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Выговский С.Б., Королев С.А., Чернов Е.В., Семенов А.А., Чернаков В.А. Опыт использования программного комплекса «ПРОСТОР» в расчетной поддержке эксплуатации АЭС с ВВЭР. *Ядерная физика и инжиниринг*. 2014;5(1):15-28. <https://doi.org/10.1134/S2079562914010151>
2. Vygovski S.B., Korolev S.A., Chernov E.V., Semenov A.A., Chernakov V.A. Experience of the use of the PROSTOR simulator complex in the calculation support of the operation of the Kalinin Nuclear Power Plant and prospects of its further application at Nuclear Power Plants with VVER-1000. *Nuclear physics and engineering*. 2014;5(1):15-28. (In Russ.). <https://doi.org/10.1134/S2079562914010151>
3. Плотников Д.А., Романенко В.И., Соловьев Д.А., Зимин В.Г., Молев И.А., Кудратов В.Н., Ивахин С.В., Джарум Б. Применение кода OpenMC для бенчмарка ВВЭР-1000 со смешанной загрузкой уранового и МОКС-топлива. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(3):26-35. EDN: [HJDXDQ](https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03) <https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03>
4. Plotnikov D.A., Romanenko V.L., Solovyev D.A., Zimin V.G., Molev I.A., Kudratov V.N., Ivaxin S.I., Djaroum B. Application of OpenMC code to VVER-1000 MOX Core computational benchmark. *Global safety*. 2025;15(3):26-35. (In Russ.). EDN: [HJDXDQ](https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03) <https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03>
5. Crump M.W., Lee J.C. Calculation of spatial weighting functions for ex-core neutron detectors. *Nuclear technology*. 1978;41:87-96. <https://doi.org/10.13182/NT78-A32135>
6. Tamas Berki. Calculation of spatial weighting functions for ex-core detectors of VVER-440 reactors by Monte Carlo method. International conference Nuclear energy for new Europe. September 8-11, 2003. Portoroz, Slovenia, 2003. P. 103.1-103.8. Available at: https://www.researchgate.net/publication/264893833_Calculation_of_Spatial_Weighting_Functions_for_Ex-Core_Detectors_of_VVER-440_Reactors_by_Monte_Carlo_Method (accessed: 20.05.2026).
7. Ahn J.G., Cho N.Z. Generation of spatial weighting functions for ex-core detectors by adjoint transport calculation. *Nuclear technology*. 1993;103:114-121. Available at: <https://www.sci-hub.box/10.13182/nt93-a34834> (accessed: 20.05.2026).
8. Roh G., Kim Kang-Seog, Koo Bon-Seung, Lee Chung-Chan, Kim Kyo-Youn. Ex-Core detector response evaluation of the SMART reactor by using the DORT code. *Nuclear science and technology*. 2008;5:78-81. <https://doi.org/10.1080/00223131.2008.10875790>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Кудратов В.Н. – расчетные исследования и разработка модели ИК АКНП в OpenMC;
Воронин И.Д. – разработка модели ИК АКНП в OpenMC;
Соловьев Д.А. – разработка моделей ИК АКНП в ПК ПРОСТОР;
Семенов А.А. – разработка моделей ИК АКНП в ПК ПРОСТОР;
Гололобов С.М. – разработка моделей ИК АКНП в ПК ПРОСТОР;
Шукин Н.В. – научное консультирование;
Ивахин С.В. – методика расчета переноса излучения в сильно поглощающих средах для OpenMC;
Плотников Д.А. – расчетные исследования и разработка модели ИК АКНП в OpenMC;
Новиков Г.Г. – расчетные исследования.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без привлечения внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Вохид Насриддин угли Кудратов, аспирант НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0009-0006-4760-5877>
 e-mail: vkudratov0727@gmail.com

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Kudratov V.N. – computational studies and ex-core detectors model development in OpenMC;
Voronin I.D. – ex-core detectors model development in OpenMC;
Solovyev D.A. – ex-core detectors model development in the PROSTOR;
Semenov A.A. – ex-core detectors model development in the PROSTOR;
Gololobov S.M. – ex-core detectors model development in the PROSTOR;
Shchukin N.V. – scientific consulting;
Ivakhin S.V. – radiation transport methodology for highly heterogeneous media in OpenMC;
Plotnikov D.A. – computational studies and ex-core detectors model development in OpenMC;
Novikov G.G. – computational studies.

FUNDING:

There is no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Voxid N. Kudratov, Postgraduate, National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0009-0006-4760-5877>
 e-mail: vkudratov0727@gmail.com

Игорь Дмитриевич Воронин, НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация
<https://orcid.org/0009-0009-8985-6625>
e-mail: voronin-igor-2005@yandex.ru

Денис Алексеевич Соловьев, доцент НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0002-0507-0839>
e-mail: vulture@inbox.ru

Андрей Артемьевич Семенов, ведущий инженер НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0002-5495-3662>
e-mail: vulture@inbox.ru

Сергей Михайлович Гололобов, ведущий инженер НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0009-0003-2178-5142>
e-mail: s1611gololobov@yandex.ru

Николай Васильевич Щукин, профессор НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0002-4228-7228>
e-mail: nvshchukin@mephi.ru

Сергей Викторович Ивахин, аспирант НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0003-0320-8950>
e-mail: sergey.ivakhin@gmail.com

Денис Алексеевич Плотников, аспирант НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0001-9387-170X>
e-mail: pda1995@gmail.com

Григорий Григорьевич Новиков, доцент НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0003-1102-6516>
e-mail: GGNovikov@mephi.ru

Igor D. Voronin, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0009-0009-8985-6625>
e-mail: voronin-igor-2005@yandex.ru

Denis A. Solovyev, Assistant Professor, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0002-0507-0839>
e-mail: vulture@inbox.ru

Andrey A. Semenov, Lead Engineer, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0002-5495-3662>
e-mail: vulture@inbox.ru

Sergey M. Gololobov, Lead Engineer, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0009-0003-2178-5142>
e-mail: s1611gololobov@yandex.ru

Nikolay V. Shchukin, Professor, НИЯУ МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0002-4228-7228>
e-mail: nvshchukin@mephi.ru

Sergey V. Ivakhin, Postgraduate, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0003-0320-8950>
e-mail: sergey.ivakhin@gmail.com

Denis A. Plotnikov, Postgraduate, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0001-9387-170X>
e-mail: pda1995@gmail.com

Grigory G. Novikov, Assistant Professor, National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0003-1102-6516>
e-mail: GGNovikov@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 26.05.2025
После доработки / Revision 28.08.2026
Принята к публикации / Accepted 01.09.2026

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-06>

УДК 517.958:532.5

EDN RPUJYC

Оригинальная статья / Original paper



Разработка математической модели колебаний жидкости с учетом
релаксационных явлений

А.В. Губинский¹, К.В. Трубицын²  , В.А. Кудинов¹

¹ Самарский государственный институт культуры, г. Самара, Российская Федерация

² Самарский государственный технический университет, г. Самара, Российская Федерация

 Trubitsyn.KV@samgtu.ru

Резюме. Разработана математическая модель колебаний жидкости при последовательном подводном выделении большого количества энергии от нескольких расположенных в одной точке источников, приводящих к образованию сильно нагретого газа (плазмы) с очень высоким давлением. Периодическое расширение газа приводит к возникновению волнового колебательного процесса в жидкости, что, в свою очередь, оказывает механическое воздействие на расположенные на некотором расстоянии от источников энергии тела (преграды). Вывод модели основан на использовании модифицированной формулы закона Гука и второго закона Ньютона. Отрезки времени, разделяющие процессы выделения энергии, принимаются такими, чтобы их частота совпадала с частотой собственных колебаний. При этом наступают резонансные колебания. Их амплитуда ограничивается внутренним трением в жидкости. Если частоты источников незначительно отличаются от частоты собственных колебаний, возникают бифуркационно-флаттерные колебания, с периодическим возрастанием амплитуды от некоторого ее максимального значения до минимального. Применение модифицированной формулы закона Гука при выводе определяющего волнового дифференциального уравнения позволяет учесть длину и время свободного пробега микрочастиц (молекул, атомов и др.). Результаты работы могут быть использованы в энергетике, нефтяной и атомной промышленности для очистки внутренних поверхностей теплообменников, а также магистральных трубопроводов от различного рода отложений.

Ключевые слова: подводное выделение энергии, математическая модель, резонансные колебания, бифуркационно-флаттерные колебания, время релаксации, численные исследования, метод разделения переменных, закон Гука, аналитическое решение, задача Штурма – Лиувилля

Для цитирования: Губинский А.В., Трубицын К.В., Кудинов В.А. Разработка математической модели колебаний жидкости с учетом релаксационных явлений. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):60-70. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-06>

For citation: Gubinsky A.V., Trubitsyn K.V., Kudinov V.A. Development of a mathematical model of fluid oscillations taking into account relaxation phenomena. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):60-70. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-06>

Development of a mathematical model of fluid oscillations taking into account relaxation
phenomena

Alexey V. Gubinskiy², Konstantin V. Trubitsyn¹  , Vasily A. Kudinov¹

¹ Samara State Institute of Culture, Samara, Russian Federation

² Samara State Technical University, Samara, Russian Federation

 Trubitsyn.KV@samgtu.ru

Abstract. A mathematical model is developed for fluid oscillations during the sequential underwater release of a large amount of energy from several sources located at a single point, resulting in the formation of a highly heated gas (plasma) with very high pressure. The periodic expansion of the gas triggers a wave oscillation process in the fluid,

which, in turn, exerts a mechanical force on objects (obstacles) located at some distance from the energy sources. The model is derived using a modified formula for Hooke's law and Newton's second law. The time intervals separating the energy release processes are chosen such that their frequency coincides with the natural oscillation frequency. Their amplitude is limited by internal friction within the fluid. If the source frequencies differ slightly from the natural oscillation frequency, bifurcation-flutter oscillations occur, with a periodic increase in amplitude from a certain maximum to a minimum value. Using a modified formula of Hooke's law in deriving the governing wave differential equation allows for the length and free time of microparticles (molecules, atoms, etc.) to be taken into account. The results of this work can be used in the energy, oil and nuclear industries to clean the internal surfaces of heat exchangers, as well as main pipelines from various types of deposits.

Keywords: underwater energy release, mathematical model, resonant oscillations, bifurcation-flutter oscillations, relaxation time, numerical studies, method of separation of variables, Hooke's law, analytical solution, Sturm-Liouville problem

Введение

Инициирование подводного выделения энергии находит применение в различных отраслях промышленности (сейсморазведка подводных районов земной поверхности, проведение дноуглубительных работ, анализ искусственных и естественных цунами и проч.). Большое внимание уделяется проблеме улучшения характеристик энергоемкости источников энергии с целью увеличения воздействия на окружающие конструкции.

Различают контактное, близкое неконтактное и неконтактное воздействие источников энергии на преграду. При контактном воздействии на преграду действует высокочастотное импульсное колебание газов, что объясняется близостью объекта и источника колебаний. При этом получается малая по площади и большая по глубине зона воздействия. При близком неконтактном воздействии силовое поле характеризуется действием высокочастотного колебания жидкости (до момента времени достижения преграды расширяющимся газовым пузырем); высокочастотного колебания газа (при достижении преграды расширяющимся газовым пузырем). При неконтактном воздействии на преграду, расположенную за пределами расширения газового пузыря, эффект воздействия обусловлен импульсными колебаниями жидкости, частота которых зависит от расстояния до объекта. Эффект воздействия может быть значительно увеличен, если применить серию процессов выделения энергии с частотой инициирования, близкой или совпадающей с частотой собственных колебаний жидкости. Следовательно, часто-

та инициирования зависит от расстояния до объекта [1].

В энергетике, нефтяной и атомной промышленности большой проблемой является появление различного рода отложений на внутренних поверхностях теплообменников, магистральных трубопроводов. Их очистка без вскрытия трубопроводов является сложной технической проблемой. Ее возможным решением является создание бифуркационно-флаттерных колебаний, иницируемых непосредственно в процессе их работы.

Разработка математической модели

В настоящей работе представлена математическая модель, описывающая колебания в жидкости с учетом релаксационных свойств и трения. Вывод модели базируется на формуле закона Гука и втором законе Ньютона. По закону Гука имеем (1) [2]:

$$p = \rho_0 e^2 \varepsilon, \quad (1)$$

где $p_{из}$ – избыточное давление; $\varepsilon = dU/dx$ – деформация; U – перемещение; x – координата; ρ_0 – плотность в ненапряженном состоянии; $e^2 = \partial p / \partial \rho$ – скорость волны.

Второй закон Ньютона может быть представлен в виде (2):

$$F = ma = m \frac{dv}{dt} = m \frac{d^2 U}{dt^2} = \rho_0 S \Delta x \frac{d^2 U}{dt^2}, \quad (2)$$

где F – сила; m – масса; $a = dv/dt$ – ускорение; $v = dU/dt$ – скорость; S – площадь сечения; Δx – длина элементарного участка.

Сила на участке Δx (3):

$$F = S \Delta x dp / dx. \quad (3)$$

Подставив (3) в (2), находим (4):

$$\rho_0 S \Delta x \frac{d^2 U}{dt^2} = S \Delta x \frac{dp}{dx}. \quad (4)$$

Подставив (1) в (4), имеем (5):

$$\frac{\partial^2 U(x,t)}{\partial t^2} = e^2 \frac{\partial^2 U(x,t)}{\partial x^2}. \quad (5)$$

Уравнение (5) является классическим волновым уравнением без учета внутреннего трения. Для его учета примем (6):

$$F_c = l \partial U / \partial t, \quad (6)$$

где l – коэффициент, кг/с; F_c – сила сопротивления.

Подставляя (6) в (4), имеем (7):

$$\rho_0 S \Delta x \frac{\partial^2 U}{\partial t^2} + l \frac{\partial U}{\partial t} = S \Delta x \frac{\partial p}{\partial x}. \quad (7)$$

С учетом (1) находим (8):

$$\rho_0 \frac{\partial^2 U}{\partial t^2} + \frac{l}{\Delta V} \frac{\partial U}{\partial t} = \frac{\partial p}{\partial x}, \quad (8)$$

где $\Delta V = S \Delta x$.

Подставим (1) в (8) и получаем (9):

$$\frac{\partial^2 U(x,t)}{\partial t^2} + \sigma \frac{\partial U(x,t)}{\partial t} = e^2 \frac{\partial^2 U(x,t)}{\partial x^2}, \quad (9)$$

где $\sigma = l / (\rho_0 \Delta V)$.

Уравнение (9) описывает затухающие колебания с учетом трения. При его выводе используется закон Гука (1), в котором деформация и давление не связаны во времени. Поэтому изменение деформации приводит к мгновенному изменению давления. Однако в реальных процессах возмущения передаются с запаздыванием, учитываемым коэффициентами релаксации [3-6]. Для его учета представим формулу (1) в виде (10):

$$p + \tau_1 \frac{\partial p}{\partial t} = \rho_0 e^2 \left(\frac{\partial U}{\partial x} + \tau_2 \frac{\partial^2 U}{\partial x \partial t} \right), \quad (10)$$

где τ_1 , τ_2 – времена релаксации, физический смысл которых – учет длины и времени свободного пробега микрочастиц.

Выражая p из формулы (10) и подставляя в (8), имеем (11):

$$\begin{aligned} \rho_0 \frac{\partial^2 U}{\partial t^2} + \tau_1 \frac{\partial}{\partial t} \left(\frac{\partial p}{\partial x} \right) + \frac{l}{\Delta V} \frac{\partial U}{\partial t} = \\ = \rho_0 e^2 \left(\frac{\partial U}{\partial x} + \tau_2 \frac{\partial^2 U}{\partial x \partial t} \right). \end{aligned} \quad (11)$$

Подставляя $\partial p / \partial x$ из (8) в (11), находим

$$\tau_1 \frac{\partial^3 U}{\partial t^3} + \eta \frac{\partial^2 U}{\partial t^2} + \sigma \frac{\partial U}{\partial t} = e^2 \left(\frac{\partial^2 U}{\partial x^2} + \tau_2 \frac{\partial^3 U}{\partial x^2 \partial t} \right),$$

где $\eta = 1 + \tau_1 \sigma$ – безразмерный комплекс. Пренебрегая величиной $\tau_1 \sigma$, ввиду ее малости, последнее соотношение будет таким (12):

$$\begin{aligned} \tau_1 \frac{\partial^3 U}{\partial t^3} + \frac{\partial^2 U}{\partial t^2} + \sigma \frac{\partial U}{\partial t} = \\ = e^2 \left(\frac{\partial^2 U}{\partial x^2} + \tau_2 \frac{\partial^3 U}{\partial x^2 \partial t} \right). \end{aligned} \quad (12)$$

Уравнение (12) является гиперболическим, учитывающим релаксационные свойства жидкости и внутреннее трение. При $\tau_1 = \tau_2 = \sigma = 0$ уравнение (12) приводится к уравнению (5).

Рассмотрим колебания жидкости в канале, один конец которого закрыт ($x = \delta$), а второй – открыт ($x = 0$). Начальное перемещение линейно изменяется по координате. Математическая постановка задачи включает уравнение (12) и краевые условия (13) – (17):

$$U(x,0) = b(\delta - x); \quad (13)$$

$$\frac{\partial U(x,0)}{\partial t} = 0; \quad (14)$$

$$\frac{\partial^2 U(x,0)}{\partial t^2} = 0; \quad (15)$$

$$\partial U(0,t) / \partial x = 0; \quad (16)$$

$$U(\delta,t) = 0, \quad (17)$$

где δ – расстояние до преграды, b – коэффициент.

В случае, когда давление p при $x = 0$ изменяется по гармоническому закону, условие (16) имеет вид (18):

$$\frac{\partial U(x,t)}{\partial x} = A_1 \cos(\omega t), \quad (18)$$

где A_1 – безразмерная амплитуда колебаний; $\omega = 2\pi\nu$ – круговая частота, рад/с; ν – частота вынужденных колебаний, 1/с.

Для приведения задачи (12) – (17) к безразмерному виду обозначим (19):

$$\begin{aligned} \Theta = \frac{U}{U_0}; \quad \xi = \frac{x}{\delta}; \quad Fo = \frac{et}{\delta}; \quad Fo_1 = \frac{e\tau_1}{\delta}; \\ Fo_2 = \frac{e\tau_2}{\delta}; \quad Fo_3 = \frac{\delta\sigma}{e}; \quad U_0 = b\delta, \end{aligned} \quad (19)$$

где Θ , ξ , Fo , Fo_1 , Fo_2 – безразмерные перемещение, координата, время, времена релаксации; Fo_3 – безразмерный коэффициент трения; $U_0 = b\delta$.

Задача (12) – (17) принимает вид (20) – (25):

$$Fo_1 \frac{\partial^3 \Theta(\xi, Fo)}{\partial Fo^3} + \frac{\partial^2 \Theta(\xi, Fo)}{\partial Fo^2} + Fo_3 \frac{\partial \Theta(\xi, Fo)}{\partial Fo} = \frac{\partial^2 \Theta(\xi, Fo)}{\partial \xi^2} + Fo_2 \frac{\partial^3 \Theta(\xi, Fo)}{\partial \xi^2 \partial Fo}; \quad (20)$$

$$(Fo > 0; \quad 0 < \xi < 1); \quad \Theta(\xi, 0) = (1 - \xi); \quad (21)$$

$$\left. \frac{\partial \Theta(\xi, Fo)}{\partial Fo} \right|_{Fo=0} = 0; \quad (22)$$

$$\left. \frac{\partial^2 \Theta(\xi, Fo)}{\partial Fo^2} \right|_{Fo=0} = 0; \quad (23)$$

$$\partial \Theta(\xi, Fo) / \partial \xi|_{\xi=0} = 0; \quad (24)$$

$$\Theta(1, Fo) = 0. \quad (25)$$

Граничное условие (18) в безразмерном виде будет (26):

$$\frac{\partial \Theta(0, Fo)}{\partial \xi} = A_3 \cos(A_2 Fo), \quad (26)$$

где $A_2 = 2\pi\nu\delta/e$ – безразмерная частота колебаний; $A_3 = \delta A_1 / u_0$ – безразмерная амплитуда колебаний.

Уравнение (20) отличается от уравнения (9) двумя слагаемыми, учитывающими инерционность изменения давления.

Решение задачи представим в виде (27):

$$\Theta(\xi, Fo) = \varphi(Fo)\psi(\xi), \quad (27)$$

где $\varphi_k(Fo)$ – функция времени;

$\psi(\xi) = \cos(r\pi\xi/2)$, $(r = 2k - 1)$.

Подставим (27) в (20) и получим (28):

$$\frac{Fo_3 \varphi' + \varphi'' + Fo_1 \varphi'''}{\varphi + Fo_2 \varphi'} = \frac{\psi''}{\psi} = -v, \quad (28)$$

где $\varphi' = d\varphi/dFo$; $\varphi'' = d^2\varphi/dFo^2$;

$\varphi''' = d^3\varphi/dFo^3$; $\psi'' = d^2\psi/d\xi^2$;

v – постоянная.

Из (28) находим (29) – (33):

$$Fo_1 \varphi''' + \varphi'' + (Fo_3 + vFo_2) \varphi' + v\varphi = 0; \quad (29)$$

$$\psi'' + v\psi = 0. \quad (30)$$

Подставим (27) в (24), (25):

$$d\psi(0)/d\xi = 0; \quad (31)$$

$$\psi(1) = 0. \quad (32)$$

Задача (30) – (32) имеет решение (33):

$$\psi(\xi) = \cos(r\pi\xi/2), \quad (r = 2k-1; k = 1, 2, 3 \dots). \quad (33)$$

Формула (33) удовлетворяет (31), (32). Подставив (33) в (30), для собственных чисел имеем соотношение (34):

$$v_k = r^2 \pi^2 / 4, \quad (r = 2k - 1; k = 1, 2, \dots). \quad (34)$$

Из (33) находятся собственные функции.

Характеристическое уравнение для (29) выглядит как (35):

$$Fo_1 z^3 + z^2 + (Fo_3 + v_k Fo_2)z + v_k = 0, \quad (k = 1, 2, 3 \dots). \quad (35)$$

Его корни (36) – (38):

$$z_{1k} = \gamma + i\beta; \quad (36)$$

$$z_{2k} = \gamma - i\beta; \quad (37)$$

$$z_{3k} = (A/2 - 2B/A - 1)/(3Fo_1), \quad (38)$$

где $\gamma = (B/A - A/4 - 1)/(3Fo_1)$;

$\beta = \sqrt{3}(A/2 + 2B/A - 1)/(6Fo_1)$;

$i = \sqrt{-1}$;

$A = \{36Fo_1(v_k Fo_2 + Fo_3) - 108v_k Fo_1^2 - 8 +$

$+ 12\sqrt{3}[2v_k m_1(2v_k^2 Fo_2^2 + 6v_k m_2 + 6Fo_3^2 -$

$- 9v_k) - v_k Fo_2(v_k Fo_2 + 2Fo_3) +$

$+ 2m_3(2Fo_3^2 - 9v_k) - Fo_3^2 + 27v_k Fo_1^2 + 4v_k]^{1/2} Fo_1\}^{1/3}$;

$B = 3Fo_1(v_k Fo_2 + Fo_3) - 1$; $m_1 = Fo_1 Fo_2$;

$m_2 = Fo_2 Fo_3$; $m_3 = Fo_1 Fo_3$.

Для уравнения (29) имеем частные решения (39):

$$\varphi_1 = \exp(\gamma + i\beta)Fo; \quad (39)$$

$$\varphi_2 = \exp(\gamma + i\beta)Fo;$$

$$\varphi_3 = \exp(z_{3k}Fo).$$

Его общее решение (40):

$$\varphi_k(Fo) = C_{1k} \exp[(\gamma + i\beta)Fo] + C_{2k} [\exp(\gamma + i\beta)Fo] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo), \quad (40)$$

где C_{jk} ($j = 1, 2, 3; k = 1, 2, 3 \dots$) – постоянные.

Формулу (40) преобразуем к виду (41):

$$\varphi_k(Fo) = \exp(\gamma Fo) [C_{1k} \exp[i(\beta)Fo] + C_{2k} \exp(-i\beta)Fo] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo). \quad (41)$$

Применив формулы Эйлера $\exp(is) = \cos s + i \sin s$, $\exp(-is) = \cos s - i \sin s$, имеем:

$$\begin{aligned} \varphi_k(Fo) = \exp(\gamma Fo) [C_{1k} (\cos(\beta Fo) + i \sin(\beta Fo) + C_{2k} (\cos(\beta Fo) - i \sin(\beta Fo))] + \\ + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo) = \exp(\gamma Fo) [(C_{1k} + C_{2k}) \cos(\beta Fo) - i (C_{2k} - C_{1k}) \sin(\beta Fo)] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo). \end{aligned}$$

Введем обозначения: $B_{1k} = C_{1k} + C_{2k}$; $B_{2k} = i (C_{2k} - C_{1k})$.

Отсюда получаем выражение (42):

$$\varphi_k(Fo) = \exp(\gamma Fo) [B_{1k} \cos(\beta Fo) - B_{2k} \sin(\beta Fo)] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo). \quad (42)$$

Формула (27) с учетом (33), (42) будет выражением (43):

$$\begin{aligned} \Theta(\xi, Fo) = \{ \exp(\gamma Fo) [B_{1k} \cos(\beta Fo) - B_{2k} \sin(\beta Fo)] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo) \} \cos(r\pi\xi/2), \\ (r = 2k-1; k = 1, 2, 3 \dots). \end{aligned} \quad (43)$$

Частные решения (43) удовлетворяют уравнению (20) и условиям (24), (25), но не удовлетворяют условиям (21) – (23). Для их выполнения запишем сумму (44):

$$\begin{aligned} \Theta(\xi, Fo) = \sum_{k=1}^{\infty} \{ \exp(\gamma Fo) [B_{1k} \cos(\beta Fo) - B_{2k} \sin(\beta Fo)] + C_{3k} \exp(z_{3k} Fo) \} \cos(r\pi\xi/2), \\ (r = 2k-1; k = 1, 2, 3 \dots), \end{aligned} \quad (44)$$

где B_{1k} , B_{2k} , C_{3k} определяются из (21)–(23).

Подставив (44) в (23), имеем (45):

$$B_{1k} = (B_{2k}\beta - C_{3k}z_{3k})/\gamma. \quad (45)$$

Подставив (44) в (22), находим (46):

$$B_{2k} = [(\gamma^2 - \beta^2)B_{1k} + C_{3k}z_{3k}^2]/(2\gamma\beta). \quad (46)$$

Подставив (44) в (21), получаем (47):

$$\begin{aligned} \sum_{k=1}^{\infty} (B_{1k} + C_{3k}) \cos\left(\frac{r\pi\xi}{2}\right) = (1 - \xi); \\ (r = 2k - 1). \end{aligned} \quad (47)$$

Умножим (47) на $\cos(j\pi\xi/2)$ и найдем интеграл (48):

$$\int_0^1 \sum_{k=1}^{\infty} (B_{1k} + C_{3k}) \cos\left(\frac{r\pi\xi}{2}\right) \cos\left(\frac{j\pi\xi}{2}\right) d\xi = \int_0^1 (1 - \xi) \cos\left(\frac{j\pi\xi}{2}\right) d\xi; \quad (j = r = 2k - 1). \quad (48)$$

Учитывая ортогональность косинусов имеем (49):

$$\int_0^1 (B_{1k} + C_{3k}) \cos^2\left(\frac{r\pi\xi}{2}\right) d\xi = \int_0^1 (1 - \xi) \cos^2\left(\frac{r\pi\xi}{2}\right) d\xi \quad (49)$$

Отсюда находим (50):

$$\begin{aligned} C_{3k} = - \frac{[(D + r^2\pi^2)B_{1k} + 8\cos(0,5r\pi) - 8]}{(D + r^2\pi^2)}; \\ (r = 2k-1; k = 1, 2, 3 \dots), \end{aligned} \quad (50)$$

где $D = 2r\pi \cos(0,5r\pi) \sin(0,5r\pi)$.

Определив постоянные B_{1k} , B_{2k} и C_{3k} , решение задачи (20) – (25) находится из (44). При $Fo_1 = Fo_2 = 0$ и $Fo_3 \neq 0$ уравнение (35) будет (51):

$$z^2 + Fo_3 z + v_k = 0; (k = 1, 2, 3...). \quad (51)$$

Уравнение (51) имеет корни (52):

$$z_{1k, 2k} = -0,5Fo_3 \pm 0,5\sqrt{Fo_3^2 - 4v_k}; \quad (52)$$

$$\Theta(\xi, Fo) = \sum_{k=1}^{\infty} [C_{1k} \exp(z_{1k} Fo) + C_{2k} \exp(z_{2k} Fo)] \cos(r\pi\xi/2), (r = 2k - 1; k = 1, 2, 3...). \quad (54)$$

Константы C_{1k} и C_{2k} находятся из (21) и (22), выражение (55):

$$C_{1k} = \frac{8[\cos(0,5r\pi) - 1]}{r\pi(z_{2k} - z_{1k})(2E_1 + r\pi)};$$

$$C_{2k} = C_{1k} z_{1k} / z_{2k}, \quad (55)$$

где $E_1 = \cos(r\pi/2)\sin(r\pi/2)$.

Формула (54) является точным решением задачи (20) – (25) (при $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 \neq 0$).

Результаты и обсуждение

Проведем анализ результатов решения (44) для различных Fo_1 , Fo_2 и Fo_3 . При $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$ и $Fo_3 = 0$ колебания незатухающие, так как $Fo_3 = 0$.

На рисунках 1-3 приведены расчеты перемещений по (44) при $Fo_1 = Fo_2 = Fo_3 = 0,1$ (рис. 1) и $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 0,5$ (рис. 2); $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 30$ (рис. 3). Из их анализа видно, что увеличение Fo_3 приводит к ускорению затухания колебаний. При больших его величинах ($Fo_3 > 5$) колебания отсутствуют (рис. 3).

($k = 1, 2, 3...$).

Решение уравнения (29) принимает вид (53):

$$\varphi_k(Fo) = C_{1k} \exp(z_{1k} Fo) + C_{2k} \exp(z_{2k} Fo), \quad (53)$$

где C_{1k} и C_{2k} – постоянные.

Подставив (33), (53) в (27), составим сумму (54):

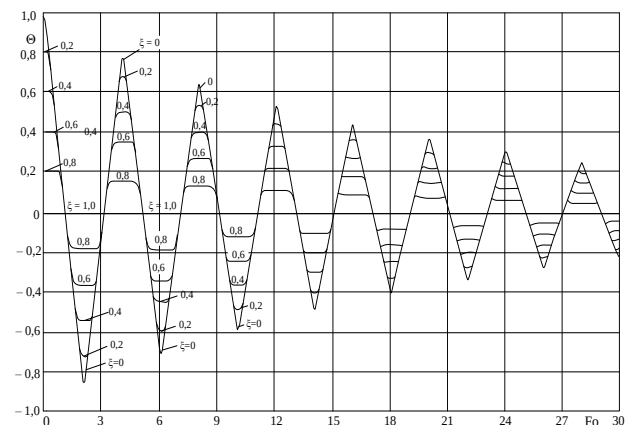


Рисунок 1. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = Fo_3 = 0,1$;
 $n = 100$ – число членов ряда (44)

Figure 1. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = Fo_3 = 0,1$;
 $n = 100$ is a number of members of the series (44)

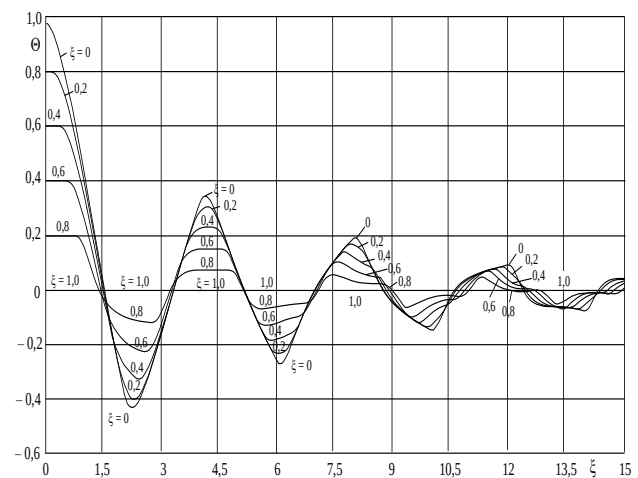


Рисунок 2. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 0,5$;
 $n = 100$ – число слагаемых ряда (44)

Figure 2. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 0,5$;
 $n = 100$ is a number of terms in the series (44)

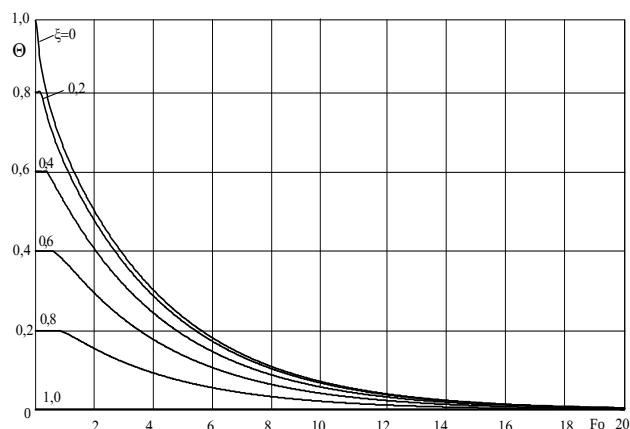


Рисунок 3. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 30$; $n = 100$ – число членов ряда (44)

Figure 3. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 30$; $n = 100$ is a number of members of the series (44)

На графиках рисунков 4 и 5 даны расчеты по формуле (44).

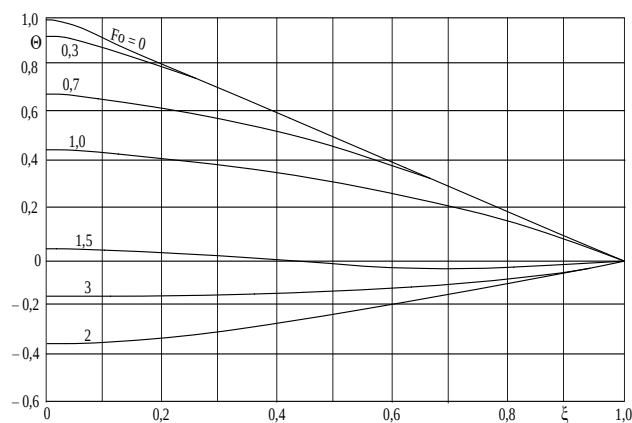


Рисунок 4. Изменение перемещений жидкости в координате ξ (расчет по формуле (44)):

$Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 0$; $n = 100$

Figure 4. Change in fluid displacement in the coordinate ξ (calculated using formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 0$; $n = 100$

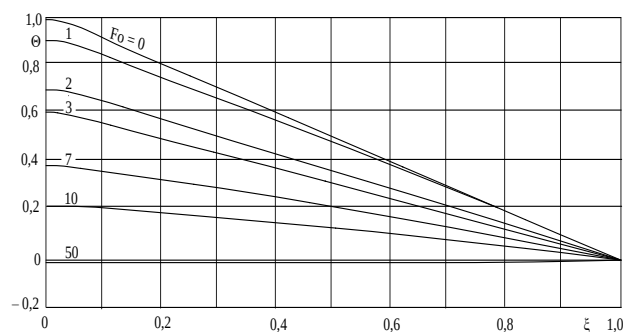


Рисунок 5. Изменение перемещений жидкости в координате ξ (расчет по формуле (44)):

$Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 5$; $n = 100$

Figure 5. Change in fluid displacement in the coordinate ξ (calculated using formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0,1$; $Fo_3 = 5$; $n = 100$

На графиках рисунков 6-8 даны расчеты по формуле (44) при $Fo_1 = Fo_2 = 2$; $Fo_3 = 1$ (рис. 6); $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0$ (рис. 7); $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 20$ (рис. 8). Из их анализа следует, что увеличение Fo_1 и Fo_2 (при $Fo_3 = 0$) приводит к понижению амплитуды колебаний.

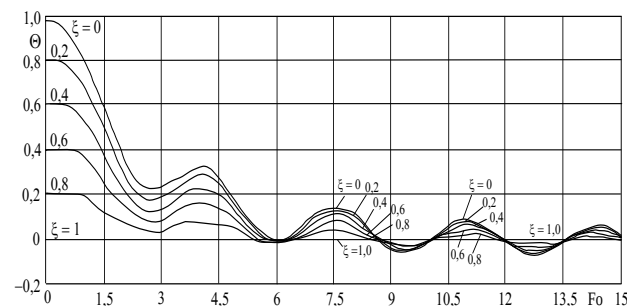


Рисунок 6. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 2$; $Fo_3 = 1$; $n = 100$

Figure 6. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 2$; $Fo_3 = 1$; $n = 100$

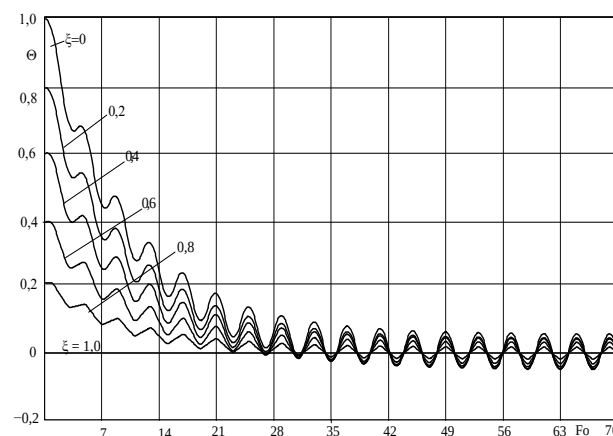


Рисунок 7. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0$; $n = 100$

Figure 7. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0$; $n = 100$

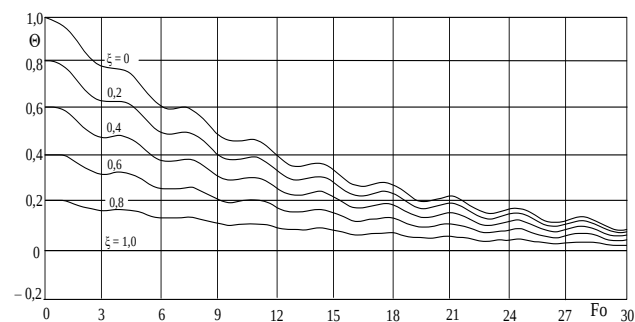


Рисунок 8. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 20$; $n = 100$

Figure 8. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 20$; $n = 100$

На рисунках 9-11 даны расчеты по формуле (54) при $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 1$ (рис. 9); $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 2$ (рис. 10); $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 10$ (рис. 11). Из анализа следует, что при $Fo_3 \neq 0$ колебания затухающие. При больших величинах Fo_3 наблюдается жесткое затухание (рис. 11).

По формулам (44) и (54) можно найти различные варианты колебаний, изменяя Fo_1 , Fo_2 , Fo_3 .

Для расчетов с условием (26) дадим понятие волновых пакетов. Решение для уравнения (5) представим в виде (56)¹

$$u(x, t) = A \cos(\omega t + kx + \alpha), \quad (56)$$

где A – амплитуда колебаний; ω – круговая частота; $k = 2\pi/\lambda$; λ – длина волны; α – фаза волны.

Подставим (56) в (5) и получим (57):

$$\omega = ke. \quad (57)$$

Дисперсионное соотношение (57) позволяет найти фазовую скорость (58):

$$e = \frac{\omega}{k}. \quad (58)$$

При пропорциональном изменении ω и k фазовая скорость неизменна и волна будет недиспергирующей. При непропорциональном их изменении фазовая скорость с изменением частоты будет изменяться, и волна становится диспергирующей, которая не описывается гармонической функцией.

Вид функций зависит от соотношения частот собственных колебаний и колебаний нагрузки. Изменяя частоту нагрузки, имеем волновые пакеты, сформированные путем суммирования колебаний с различными частотами.

Ниже волновые пакеты будут получаться сложением частот собственных колебаний с изменяющейся частотой нагрузки.

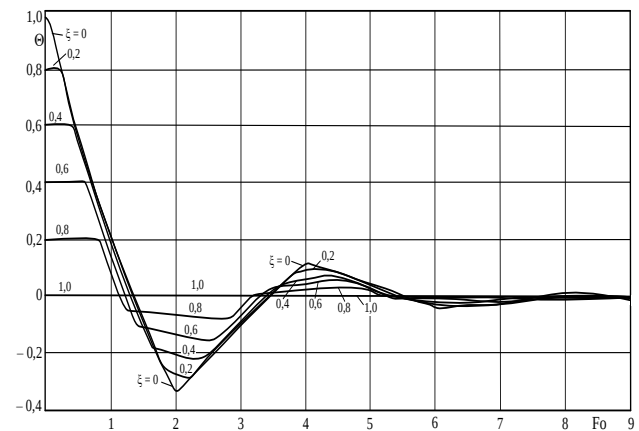


Рисунок 9. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 1$; $n = 100$

Figure 9. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 1$; $n = 100$

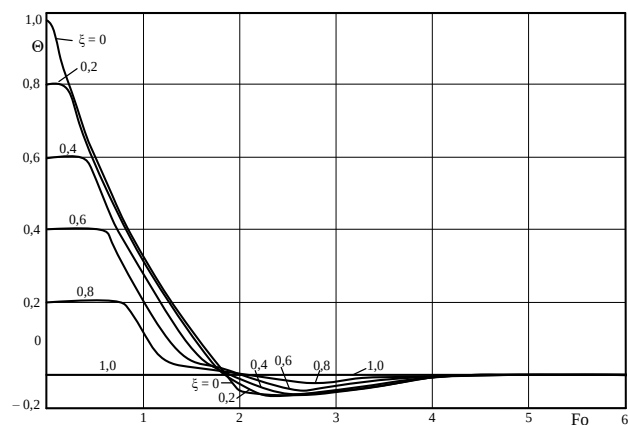


Рисунок 10. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 2$; $n = 100$

Figure 10. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 2$; $n = 100$

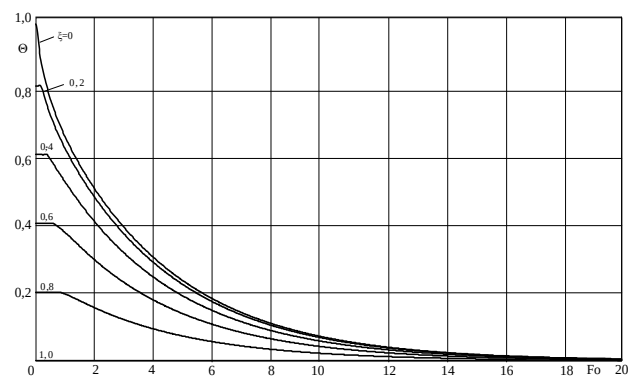


Рисунок 11. Изменение перемещений (по формуле (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 10$; $n = 100$

Figure 11. Change in displacements (according to formula (44)): $Fo_1 = Fo_2 = 0$; $Fo_3 = 10$; $n = 100$

¹ Паршаков А.Н. Физика линейных и нелинейных волновых процессов в избранных задачах. Электромагнитные и акустические волны : учебное пособие. Долгопрудный: Интеллект, 2014. 141 с. URL: https://rusneb.ru/catalog/000199_000009_012689787/?ysclid=mrneg9t8tr760561990 (дата обращения: 02.03.2026).

Для формирования таких волновых пакетов в задаче (20)-(25) вместо граничного условия (24) будем использовать условие (26). Аналитическое решение такой задачи затруднительно. При решении методом конечных разностей введем сетку с шагами $\Delta\xi = 0,005$,

$\Delta Fo = 0,005$ по переменным ξ и Fo так, что: $\xi_k = k\Delta\xi$, $k = \overline{0, K}$; $Fo_i = i\Delta Fo$, $i = \overline{0, J}$, где $K = 200$, $J = 50000$ – число шагов по координатам ξ и Fo . Задача в конечных разностях будет выглядеть так (59):

$$Fo_3 \frac{\Theta_k^{i+1} - \Theta_k^i}{\Delta Fo} + Fo_1 \frac{\Theta_k^{i+1} - 3\Theta_k^i + 3\Theta_k^{i-1} - \Theta_k^{i-2}}{\Delta Fo^3} + \frac{\Theta_k^{i-1} - 2\Theta_k^i + \Theta_k^{i+1}}{\Delta Fo^2} = \frac{\Theta_{k-1}^i - 2\Theta_k^i + \Theta_{k+1}^i}{\Delta \xi^2} +$$

$$+ Fo_2 \left(\frac{\Theta_{k-1}^i - 2\Theta_k^i + \Theta_{k+1}^i - \Theta_k^{i-2}}{\Delta \xi^2 \Delta Fo} - \frac{\Theta_{k-1}^{i-1} - 2\Theta_k^{i-1} + \Theta_{k+1}^{i-1}}{\Delta \xi^2 \Delta Fo} \right); \quad (59)$$

$$\Theta_k^0 = 1 - \xi_k; \quad \frac{\Theta_k^1 - \Theta_k^0}{\Delta Fo} = 0; \quad \frac{\Theta_k^0 - 2\Theta_k^1 + \Theta_k^2}{\Delta Fo^2} = 0;$$

$$\frac{\Theta_1^i - \Theta_0^i}{\Delta \xi} = A_3 \cos(A_2 Fo_i); \quad \Theta_k^i = 0.$$

Из анализа расчетов следует, что при $Fo_1 = Fo_2 = Fo_3 = 0$ колебания незатухающие. При $Fo_1 = Fo_2 = A_1 = A_2 = 0$ и $Fo_3 = 0,3$ колебания затухающие (рис. 12). При $A_2 = 1,575$ частота источника совпадает с собственной частотой, что приводит к возрастанию амплитуды, ограничиваемой коэффициентом сопротивления Fo_3 (рис. 13). При частотах источников, близких к резонансным ($A_2 = 1,5$), наблюдаются бифуркационно-флаттерные колебания, при которых амплитуда возрастает периодически (рис. 14).

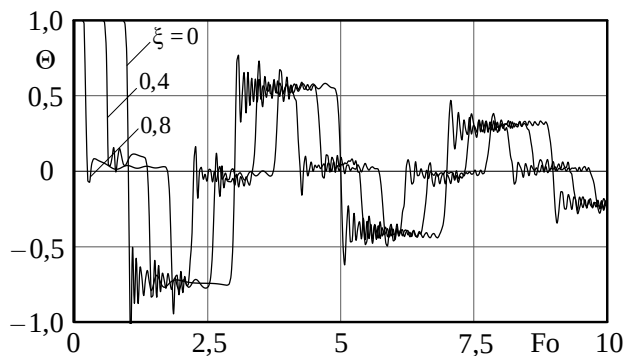


Рисунок 12. Колебания жидкости во времени
($Fo_1 = Fo_2 = A_1 = A_2 = 0$; $Fo_3 = 0,3$)

Figure 12. Fluid oscillations over time
($Fo_1 = Fo_2 = A_1 = A_2 = 0$; $Fo_3 = 0,3$)

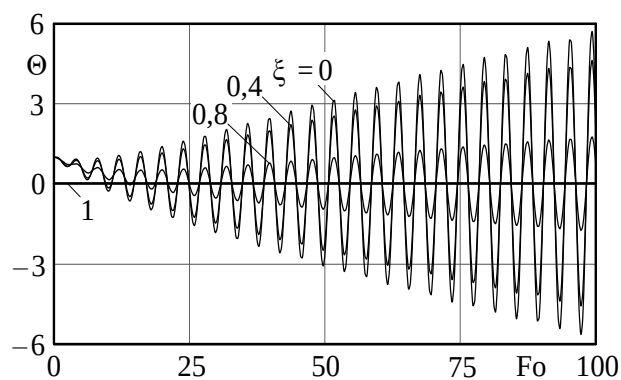


Рисунок 13. Резонансные колебания жидкости во времени ($Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0,3$; $A_1 = 0,1$; $A_2 = 1,575$)

Figure 13. Resonant oscillations of a liquid over time
($Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0,3$; $A_1 = 0,1$; $A_2 = 1,575$)

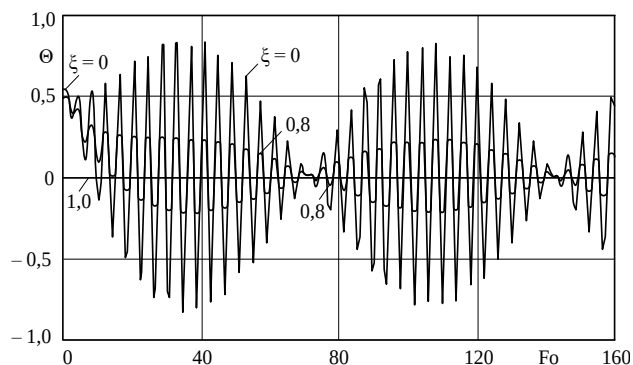


Рисунок 14. Бифуркационно-флаттерные колебания жидкости во времени

($Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0,3$; $A_1 = 0,1$; $A_2 = 1,5$)

Figure 14. Bifurcation-flutter oscillations of a fluid over time ($Fo_1 = Fo_2 = 10$; $Fo_3 = 0,3$; $A_1 = 0,1$; $A_2 = 1,5$)

Возможное практическое применение полученных результатов связано с двумя факторами:

– достижение высокой амплитуды колебаний при совпадении частоты собственных

колебаний среды и частоты колебаний нагрузки;

– возникновение бифуркационно-флаттерных колебаний при частотах нагрузки, незначительно отличающихся от частоты собственных колебаний среды.

Отметим, что оба эти явления невозможно получить при однократном выделении энергии.

Применение полученных результатов возможно во многих практических случаях. Это, например, разрушение подводных конструкций в каналах, которые препятствуют прохождению надводных и подводных плавающих средств при проведении дноуглубительных работ; при ликвидации ледяных затворов в реках и открытых водных пространствах; при проведении сейсморазведки и анализе естественных цунами. Кроме того, весьма эффективным может быть применение в энергетике, нефтегазовой и атомной промышленности с целью очистки внутренних поверхностей трубопроводов без их вскрытия, путем организации бифуркационно-флаттерных колебаний движущейся среды.

Выводы

1. Разработана математическая модель колебаний жидкости с учетом релаксации и гидравлических сопротивлений. Релаксируя закон Гука, при использовании уравнения энергии выведено уравнение

колебаний жидкости, включающее первую, вторую и третью производные от искомой функции по времени, а также смешанную производную. На основе метода Фурье найдено точное аналитическое решение задачи и выполнен его анализ.

2. Исследование решения показало, что использование релаксационных слагаемых приводит к устранению скачков в изменениях давления. С увеличением коэффициентов релаксации амплитуда колебаний уменьшается, и при больших их значениях колебательный процесс практически отсутствует (жесткое затухание). Жесткое затухание также происходит и при больших величинах Fo_3 .

3. Численные исследования показали, что при одинаковых частотах собственных колебаний и колебаний источников наступает резонанс. Частоты источников, близкие к частоте собственных колебаний, приводят к бифуркационно-флаттерным колебаниям (биениям).

4. Результаты работы могут быть использованы в энергетике, нефтяной и атомной промышленности для удаления различного вида отложений на внутренних поверхностях теплообменников, а также магистральных трубопроводов путем создания бифуркационно-флаттерных колебаний в движущихся средах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Кедринский В.К. Гидродинамика взрыва: эксперимент и модели. Новосибирск: Издательство СО РАН, 2000. 435 с. Режим доступа: <https://djvu.online/file/pp1zRV9fLcnbz?ysclid=mrndeq4q4582112757> (дата обращения: 26.02.2026).

Kedrinsky V.K. Hydrodynamics of explosion: experiment and modeling. Novosibirsk: Publishing house of the Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences, 2000. 435 p. (In Russ.). Available at: <https://djvu.online/file/pp1zRV9fLcnbz?ysclid=mrndeq4q4582112757> (accessed: 26.02.2026).

2. Кабисов К.С., Камалов Т.Ф., Лурье В.А. Колебания и волновые процессы: Теория. Задачи с решениями. Москва: КомКнига, 2010. 360 с. Режим доступа: <https://elibrary.ru/item.asp?id=19446374&ysclid=mrne87w4ro741277691> (дата обращения: 26.02.2026).

Kabisov K.S., Kamalov T.F., Lurie V.A. Oscillations and wave processes: theory. Problems with solutions. Moscow: KomKniga, 2010. 360 p. (In Russ.). Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=19446374&ysclid=mrne87w4ro741277691> (accessed: 26.02.2026).

3. Кудинов И.В. Разработка математических моделей и исследование неравновесных явлений с учетом пространственно-временной нелокальности. *Вестник Самарского государственного технического университета. Серия «Физико-математические науки»*. 2018;22 (1):116-152. <https://doi.org/10.14498/vsgtu1566>

Kudinov I.V. Development of mathematical models and research strongly nonequilibrium developments taking into account space-time nonlocality. *Journal of Samara State Technical University, Ser. Physical and Mathematical Sciences*. (in Russ.). <https://doi.org/10.14498/vsgtu1566>

4. Соболев С.Л. Локально-неравновесные модели процессов переноса. *Успехи физических наук*. 1997;(167)10:1095-1106. <https://doi.org/10.3367/UFNr.0167.199710f.1095>

Sobolev S.L. Local non-equilibrium transport models. *Physics-Uspekhi*. 1997;40:1043-1053. [10.1070/PU1997v040n10ABEH000292](https://doi.org/10.1070/PU1997v040n10ABEH000292)

5. Соболев С.Л. Процессы переноса и бегущие волны в локально-неравновесных системах. *Успехи физических наук*. 1991;161(3):5-29. <https://doi.org/10.3367/UFNr.0161.199103b.0005>

Sobolev S L Transport processes and traveling waves in systems with local nonequilibrium. *Sov. Physics Uspekhi*. 1991;34(3)217-229. [10.1070/PU1991v034n03ABEH002348](https://doi.org/10.1070/PU1991v034n03ABEH002348)

6. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа. Монография. Москва: Дрофа, 2003. 840 с. Режим доступа: <https://djvu.online/file/aKKbN2Gb7dd46?ysclid=mrneba6b41761471914> (дата обращения: 02.03.2026).

Loytsyansky L.G. Mechanics of liquids and gases. Monograph. Moscow: Drofa, 2003. 840 p. (In Russ.). Available at: <https://djvu.online/file/aKKbN2Gb7dd46?ysclid=mrneba6b41761471914> (accessed: 02.03.2026).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Губинский А.В. – участие в разработке математической модели, численное исследование модели;

Трубицын К.В. – участие в разработке математической модели, численное исследование модели, редактирование текста;

Кудинов В.А. – постановка задачи, редактирование текста.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Gubinskiy A.V. – participation in the development of a mathematical model, numerical study of the model;

Trubitsyn K.V. – participation in the development of a mathematical model, numerical study of the model, text editing;

Kudinov V.A. – setting the task, text editing.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без привлечения внешних источников финансирования.

FUNDING:

The work was carried out without external funding.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

Алексей Владимирович Губинский, специалист гражданской обороны, Самарский государственный институт культуры, г. Самара, Российская Федерация. e-mail: gubinskiy.av@samgtu.ru

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Константин Викторович Трубицын, кандидат экономических наук, доцент, Самарский государственный технический университет, г. Самара, Российская Федерация. <https://orcid.org/0000-0003-1888-2905>

e-mail: trubitsyn.kv@samgtu.ru

Василий Александрович Кудинов, доктор физико-математических наук, профессор, Самарский государственный технический университет, г. Самара, Российская Федерация. e-mail: totig@yandex.ru

Alexey V. Gubinskiy, Civil Defense specialist, Samara State Institute of Culture, Samara, Russian Federation. e-mail: gubinskiy.av@samgtu.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Konstantin V. Trubitsyn, Cand. Sci. (Econ.), Associate Professor, Samara State Technical University, Samara, Russian Federation. <https://orcid.org/0000-0003-1888-2905>

e-mail: trubitsyn.kv@samgtu.ru

Vasily A. Kudinov, doctor of physical and mathematical sciences, professor, Samara State Technical University, Samara, Russian Federation. e-mail: totig@yandex.ru

Поступила в редакцию / Received 15.12.2025

После доработки / Revision 28.07.2026

Принята к публикации / Accepted 30.07.2026

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-07>

УДК 621.039.536

EDN UDNLUF

Оригинальная статья / Original paper



**Применение спектрального регулирования и выгорающих поглотителей
для снижения запаса реактивности в водо-водяном реакторе**

И.Ш. Кускеев , **О.Ю. Кавун** , **В.В. Семишин** , **Е.А. Лебедева** , **Я.Д. Столотнюк** 

Московский государственный технический университет имени Н.Э.Баумана
(национальный исследовательский университет), г. Москва, Российская Федерация

✉ kuskeeviskander@gmail.com

Резюме. Представлен расчетный анализ применения спектрального регулирования и выгорающих поглотителей в водо-водяном реакторе для снижения запаса реактивности, компенсируемой жидкостной системой. Использован нейтронно-физический модуль ПС DESNA-7, предназначенный для трехмерного моделирования активной зоны в двухгрупповом покассетном приближении. Расчет нейтронно-физических сечений проводился в ПС САПФИР-95.1. Рассмотрена модель активной зоны водо-водяного реактора с тепловой мощностью 1600 МВт, набранная из 163 ТВС, из которых в 31 ТВС находятся стержни-вытеснители из оксида природного урана UO_2 . Для частичной компенсации избыточной реактивности применялись ТВЭГ с массовым содержанием Gd_2O_3 8 %. Для оценки влияния жесткости спектра на эффективность компенсации избыточной реактивности разработана модель активной зоны с размещением вытеснителей в 61 ТВС. Рассмотрено перемещение вытеснителей в процессе кампании с постоянной скоростью и полным их извлечением на 650 сутки. Ужестчение спектра позволило снизить критическое содержание борной кислоты в течение 550 суток кампании. Увеличение массового содержания Gd_2O_3 в ТВЭГ до 13,5 % позволило снизить концентрацию борной кислоты в начале кампании до 0,3 г/кг. Предложена модель активной зоны, в составе которой используются ТВС с ПЭЛ, перемещаемыми в ручном режиме в течение кампании. Так же предусмотрены ТВС с ПЭЛ, выполняющими функцию аварийной защиты. Массовое содержание Gd_2O_3 в ТВЭГ 13,5 % позволило снизить запас реактивности, компенсируемый рабочими органами СУЗ и системой борного регулирования до 4,37 %. При этом на систему борного регулирования приходится 57,9 % этого запаса. Показано, что для разработанной модели активной зоны концентрация борной кислоты остается равной в среднем 0,3 г/кг в течение всей кампании.

Ключевые слова: спектральное регулирование, ВВЭР-С, модель активной зоны, спектр нейтронов, стержни-вытеснители, жидкостное борное регулирование

Для цитирования: Кускеев И.Ш., Кавун О.Ю., Семишин В.В., Лебедева Е.А., Столотнюк Я.Д. Применение спектрального регулирования и выгорающих поглотителей для снижения запаса реактивности в водо-водяном реакторе. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):71-81. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-07>

For citation: Kuskeev I.Sh., Kavun O.Yu., Semishin V.V., Lebedeva E.A., Stolotnyuk Ya.D. The use of spectral control and burnable absorbers to reduce the reactivity reserve in a water-cooled reactor. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):71-81. (In Rus). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-07>

**The use of spectral control and burnable absorbers to reduce the reactivity reserve
in a water-cooled reactor**

Iskander S. Kuskeev , **Oleg Yu. Kavun** , **Viktor V. Semishin** ,
Ekaterina A. Lebedeva , **Yaroslava D. Stolotnyuk** 

Bauman Moscow State Technical University (National Research University), Moscow, Russian Federation

✉ kuskeeviskander@gmail.com

Abstract. The paper presents a computational analysis of the application of spectral regulation together with burnable absorbers in a water-cooled reactor to reduce the reactivity excess to be compensated by the liquid system. The neutron-physical module of the DESNA-7 code, designed for three-dimensional core modeling in a two-group assembly-by-assembly approximation, is used. The calculation of neutron-physical cross-sections is calculated by the SAPFIR-95.1 code. This paper examines a model of the core of a water-cooled reactor with a thermal power of 1,600 MW, comprising 163 fuel assemblies, 31 of them contain displacer rods made of natural uranium oxide UO_2 . Fuel elements contained 8% by weight of Gd_2O_3 are used to partially compensate the excess reactivity. A model of the core with displacers placed in 61 fuel assemblies has been developed to assess the impact of the spectrum hardness on the effectiveness of excess reactivity compensation. The movement of displacers during the campaign is considered, with a constant rate and complete removal at 650 days. The hardening of the spectrum allows to reduce critical content of boric acid during the 550-day campaign. Increasing the mass content of Gd_2O_3 in the fuel elements with gadolinium to 13.5% resulted in a reduction in the concentration of boric acid at the beginning of the campaign to 0.3 g/kg. A model of the core is proposed, which includes fuel assemblies with absorber elements that are moved manually during the campaign. It also includes fuel assemblies with absorber elements fulfilling the emergency protection function. The mass content of Gd_2O_3 in the fuel assemblies 13.5 % allows to reduce the reactivity reserve that can be compensated by the control rods and the boron regulation system to 4.37 %. The boron regulation system accounts for 57.9% of this reserve. It is shown that the concentration of boric acid for developed core model remains equal to an average of 0.3 g/kg throughout the campaign.

Keywords: spectral regulation, VVER-S, core model, neutron spectrum, displacer rods, liquid boron regulation

Введение

Концепция управления реактивностью в проекте ВВЭР-С предполагает использование неподвижных выгорающих поглотителей и органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в виде стержней-вытеснителей и поглощающих стержней (ПС) СУЗ. Так же сохраняется вторая независимая система – ввода раствора жидкого поглотителя (борной кислоты), которая используется при выходе реактора на мощность и остановке на перегрузку. При работе на мощности борное регулирование не применяется.

В реакторе со спектральным регулированием управление реактивностью осуществляется изменением жесткости спектра нейтронов, что реализуется изменением водо-топливного отношения механическим способом – перемещением стержней-вытеснителей. Положение стержней-вытеснителей влияет на водо-топливное соотношение, то есть определяет долю замедлителя в активной зоне, что позволяет оказывать влияние на энергетический спектр нейтронов [1, 107-108]. Данная особенность дает возможность не только применять стержни-вытеснители в части компенсации реактивности, снижая объем использования борной кислоты, но и увеличивать количество образующегося делящегося плутония в начале

кампании при ужесточенном спектре¹, что повышает эффективность использования топлива.

В настоящий момент, согласно информационной справке А.М. Осипова², в проекте ВВЭР-С требуется дополнительное обоснование возможности реализации уранового топливного цикла без борного регулирования при работе на мощности. Расчетное исследование такой возможности – предмет данной работы. Для решения задачи снижения доли запаса реактивности (вплоть до нуля), компенсируемой жидкостной системой, применяются определенные концепции средства.

Ряд работ [2-5] посвящены обоснованию методик применения ВП для компенсации запаса реактивности. Эффективным оказался выгорающий поглотитель – гадолиний.

¹ «Росэнергоатом» и «ТИТАН-2» заключили договор о сооружении двух инновационных блоков ВВЭР-С-600 Кольской АЭС-2 // Научно-деловой портал «Атомная энергия 2.0». Новости от 18.03.2026). URL: <https://www.atomic-energy.ru/news/2026/03/18/164412> (дата обращения: 24.03.2026).

² Осипов А.М. Разработка активной зоны РУ ВВЭР-С средней мощности для энергоблоков 1 и 2 Кольской АЭС-2 : [презентация]. Осипов А.М.; Круглый стол заседания Ядерного общества [г. Москва, 14 сентября 2023 г.]. Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». Дата публикации: 14.09.2023. URL: <https://nsrus.ru/files/ppt/20230915/Osipov.pdf> (дата обращения: 27.03.2026).

В реакторах с водой под давлением гадолиний в виде оксида Gd_2O_3 размещается в ТВЭгах, или в циркониевых оболочках. В статье «Оптимизация компенсации запаса реактивности на выгорание в транспортных реакторах с использованием борных поглотителей» [5] применительно к судовым ядерным реакторам показана целесообразность замены традиционных стержней с гадолинием, выгорающим в первой половине кампании, на безоболочечные борированные стержни.

Вопросы оценки диапазонов спектрального регулирования запаса реактивности с помощью системы вытеснителей из различных материалов рассматривались авторскими коллективами [6,7]. При исследовании применения стержней-вытеснителей из металлического урана в части компенсации избыточной реактивности на выгорание была доказана возможность снижения критической концентрации борной кислоты (относительно активной зоны с жидкостным регулированием реактивности) в течение кампании (рис. 1) [7].

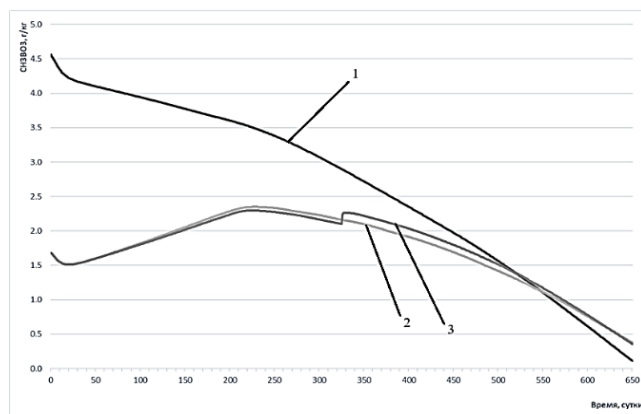


Рисунок 1. Изменение критической концентрации борной кислоты в процессе кампании реактора: 1 – для активной зоны с жидкостным регулированием; 2 – для активной зоны со спектральным регулированием (линейное извлечение подвижных вытеснителей); 3 – для активной зоны со спектральным регулированием (подвижные вытеснители погружены полностью половину топливной кампании, в момент времени 325 суток, полностью извлекаются из активной зоны) [7]

Figure 1. Change in the critical concentration of boric acid during the reactor campaign: 1 – for the liquid-regulated core; 2 – for the spectral-regulated core (linear extraction of the movable displacers); 3 – for the spectral-regulated core (the movable displacers are fully submerged for half of the fuel campaign, and are fully extracted from the core at 325 days) [7]

В качестве исходной для анализа в данной работе рассмотрена активная зона реактора со спектральным регулированием реактивности тепловой мощностью $N_T=1600$ МВт, предложенная в статье авторов, опубликованной ранее [7].

Применяемые программные комплексы и расчетные модели

В данной работе для расчета использовался нейтронно-физический модуль программного средства (ПС) DESNA-7, входящий в программный комплекс РАДУГА-ЭУ [8]

Расчет нейтронно-физических сечений для ПС DESNA-7 производился в ПС САПФИР-95.1³ на основе решения интегрального кинетического уравнения Пайерлса методом вероятностей первых столкновений, с использованием библиотеки микроскопических нейтронных сечений БНАБ-78/С-95 (применяется для расчетов малогрупповых характеристик ячеек водородных и уран-графитовых реакторов для диффузионных программ). Данное программное средство применяется, в том числе, для расчетов ТВС с тесной упаковкой и наличием ТВЭгов и СВП с большим содержанием гадолиния.

Расчетная модель активной зоны (модель 1) реактора в ПС DESNA-7 сформирована из 163 ТВС, геометрические характеристики которых представлены в таблице 1⁴.

³ Программа САПФИР_95.1 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов: описание применения. – Москва: Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»; ФГУП «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: 10.04.2026).

⁴ 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/u/files/2014/Plenar/Semchenkov_YU.M..pdf?ysclid=m9q7kqgxyz115756351 (дата обращения: 19.02.2025).

Таблица 1. Исходные геометрические данные для ПС САПФИР-95**Table 1.** Initial geometric data for SAPHIRE-95 code

Количество ТВЭлов в ТВС (ТВЭГ), шт	264 (12)
Шаг решетки ТВЭлов, м	0,01164
Шаг решетки ТВС, м	0,236
Размер ТВС под ключ, м	0,234
Диаметр ТВЭла, м	0,0091
Диаметр ТВЭга, м	0,0091
Диаметр вытеснителя, м	0,0086
Диаметр циркониевых стержней, м	0,0080
Толщина оболочек, м	0,00069

Для проведения физического профилирования использовалось топливо с обогащением по U^{235} 2, 2,5, 3 и 4%. Стержни-вытеснители располагаются в 31 ТВС активной зоны (рис. 3, поз. 2). В 132 ТВС (рис. 2, поз. 1) место стержней-вытеснителей и циркониевого каркаса занимает теплоноситель, то есть число ТВЭлов, ТВЭгов и их материальный состав в ТВС, в сравнении с моделью, представленной на рисунке 3, не меняется. Не меняются также геометрические параметры ТВЭлов и ТВЭгов (соответствуют табл. 1).

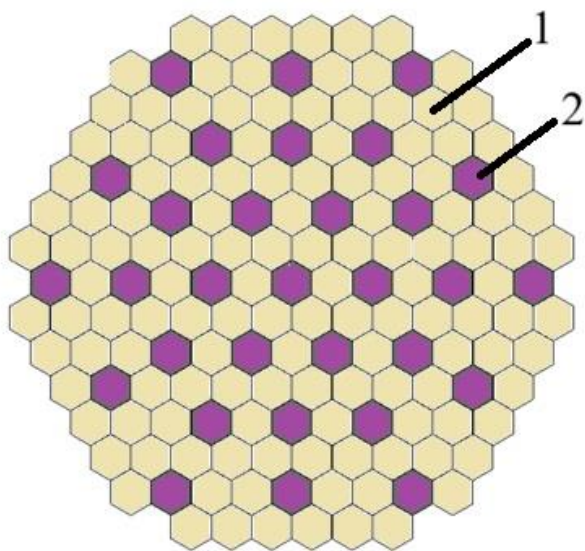


Рисунок 2. Модель активной зоны с применением 31 кассеты с вытеснителями (модель 1):
1 – ТВС без стержней-вытеснителей; 2 – ТВС со стержнями-вытеснителями

Figure 2. Model of the core using 31 cassettes with displacer rods (model 1): 1 – fuel assembly without displacer rods; 2 – fuel assembly with displacer rods

Расчетная модель ТВС (модель 1), реализованная в ПС САПФИР (рис. 3), представляет собой кассету, набранную из 397 ячеек, 252 из которых занимают ТВЭлы, 114 – вытеснители, 12 – ТВЭги и 19 – стержни из сплава циркония, являющиеся каркасом групп стержней-вытеснителей. Теплоноситель – вода, оболочки смоделированных стержневых элементов выполнены из сплава циркония Э110, начальное содержание Gd_2O_3 в ТВЭгах – 8%.

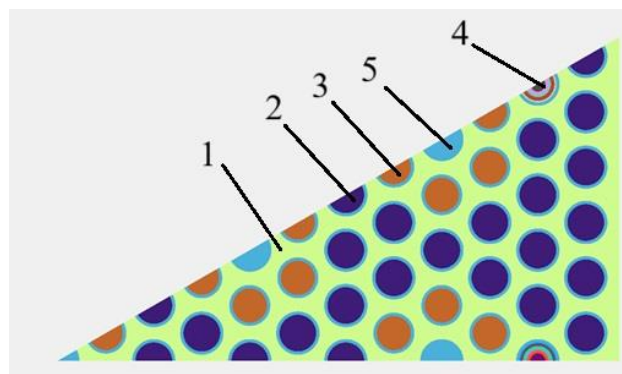


Рисунок 3. Модель ТВС-С, реализованная в ПС САПФИР-95: 1 – теплоноситель (вода); 2 – ТВЭл; 3 – вытеснитель из природного урана; 4 – ТВЭг; 5 – циркониевый стержень

Figure 3. Model of TVS-S, implemented in SAPHIRE-95: 1 code – coolant (water); 2 – fuel element; 3 – natural uranium displacer; 4 – fuel element with gadolinium; 5 – zirconium rod

Известно, что увеличение весового содержания гадолиния в топливе приводит к уменьшению коэффициента теплопроводности ТВЭга, что при высоких линейных энерговыделениях приводит к растрескиванию и выходу продуктов деления из топлива. Для разрабатываемых в данном исследовании активных зон линейное энерговыделение снижено относительно нагрузки ВВЭР-1000 примерно в 2 раза. Поэтому в работе применялось увеличение массового содержания поглотителя (дискретно) в ТВЭгах до 13,5 %. Значение теплопроводности для содержания гадолиния 13,5% было получено экстраполяцией имеющихся значений для содержания в 8%.

Для оценки влияния количества стержней-вытеснителей на эффективность компенсации избыточной реактивности на выгорание топлива реализована модель

активной зоны (модель 2), в которой изменено только число ТВС со стержнями-вытеснителями с 31 до 61 (рис. 4), геометрические характеристики и материальный состав ТВС при этом не изменялись.

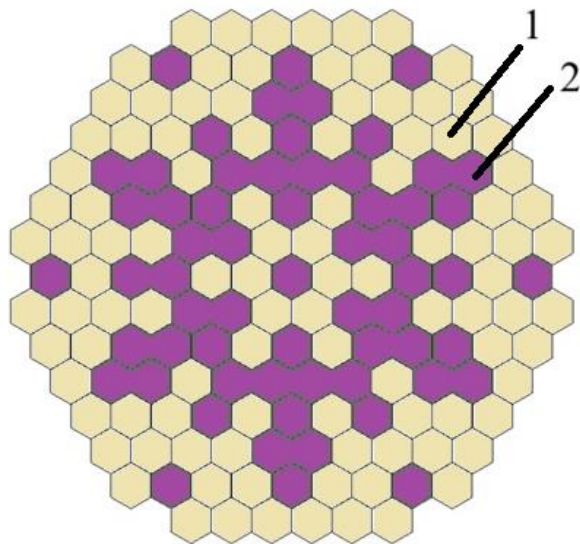


Рисунок 4. Модель активной зоны с применением 61 кассеты с вытеснителями (модель 2): 1 – ТВС без стержней-вытеснителей; 2 – ТВС со стержнями-вытеснителями

Figure 4. Model of the core using 61 cassettes with displacer rods (model 2): 1 – fuel assembly without displacer rods; 2 – fuel assembly with displacer rods

Далее была разработана расчетная модель (модель 3) активной зоны (рис. 5), в структуре которой предусмотрены дополнительные две группы подвижных поглощающих элементов из карбида бора (ПЭЛ), предназначенных для снижения доли запаса реактивности компенсируемой борной кислотой, и для выполнения функции аварийной защиты. ПЭЛ, выполняющие функцию компенсации реактивности (рис. 6), размещаются в 54 ТВС активной зоны, а стержни с функцией аварийной защиты, взведенные в процессе кампании, – в 12 ТВС.

Количество ТВС с размещением в них стержней-вытеснителей сохраняется равным 61. Составы используемых ТВС представлены в таблице 2.

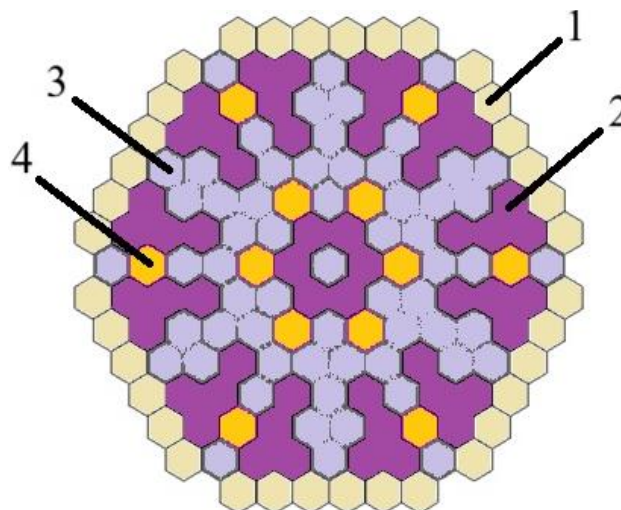


Рисунок 5. Компоновка активной зоны с применением кассет с поглотителем для регулирования и реализации функции АЗ (модель 3): 1 – ТВС без стержней-вытеснителей, без ПЭЛ; 2 – ТВС с ПЭЛ (рис. 6) для компенсации реактивности; 3 – ТВС со стержнями-вытеснителями (рис. 2); 4 – ТВС с ПЭЛ, выполняющими функцию АЗ (рис. 6)

Figure 5. Layout of the core using cassettes with absorber rods for regulation and implementation of the emergency protection function (model 3): 1 – fuel assembly without displacer rods, without absorber elements, 2 – fuel assembly with absorber elements (Fig. 6) for reactivity compensation; 3 – fuel assembly with displacer rods (Fig. 2); 4 – fuel assembly with absorber elements performing the emergency protection function (Fig. 6)

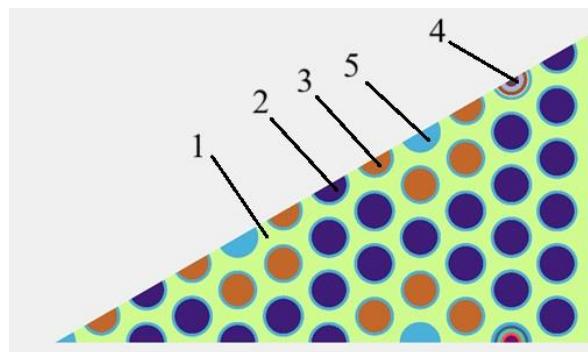


Рисунок 6. Модель ТВС с применением ПЭЛ для компенсации реактивности: 1 – теплоноситель (вода); 2 – твэл; 3 – поглощающий элемент; 4 – твэг; 5 – циркониевый стержень

Figure 6. Model of the fuel assembly using absorber elements for reactivity compensation: 1 – coolant (water); 2 – fuel element; 3 – absorbing element; 4 – fuel element with gadolinium; 5 – zirconium rod

Таблица 2. Основные характеристики состава ТВС**Table 2.** Main characteristics of the fuel assembly composition

Тип ТВС ¹	Количество, шт					
	ТВэлов	Вытеснителей	Циркониевых стержней ²	Подвижных ПЭЛ ³	Подвижных ПЭЛ ⁴	ТВэгов
1	252	0	0	0	0	12
2	252	0	19	114	0	12
4	252	114	19	0	0	12
3	252	0	19	0	114	12

1-Тип ТВС соответствует номеру позиции на рисунке 5;
 2- Циркониевые стержни, формирующие каркас жесткости стержней-вытеснителей или ПЭЛ;
 3-ПЭЛ, компенсирующие реактивность;
 4-ПЭЛ, выполняющие функцию АЗ.

Анализ полученных результатов

При увеличении числа подвижных вытеснителей, происходит большее ужесточение спектра нейтронов из-за относительного уменьшения количества замедлителя в активной зоне. Вследствие ужесточения спектра относительная доля поглощения нейтронов на ядрах гадолиния снижается, потому что его сечение поглощения уменьшается с ростом энергии значительно сильнее $\sigma_a^{Gd} \sim (1/E)^{5/2}$, чем делящийся нуклид

($\sigma_a^{U^{235}} \sim (1/E)^{1/2}$) [ПС САПФИР-95.1], что уменьшает эффективность гадолиния, как поглотителя, в начале кампании. Несмотря на это, одновременное снижается и скорость реакции деления делящегося материала, что позволяет снизить критическое содержание борной кислоты, что особенно заметно в начале кампании, когда все стержни-вытеснители погружены в зону. Результаты расчета приведены на рисунке 7.

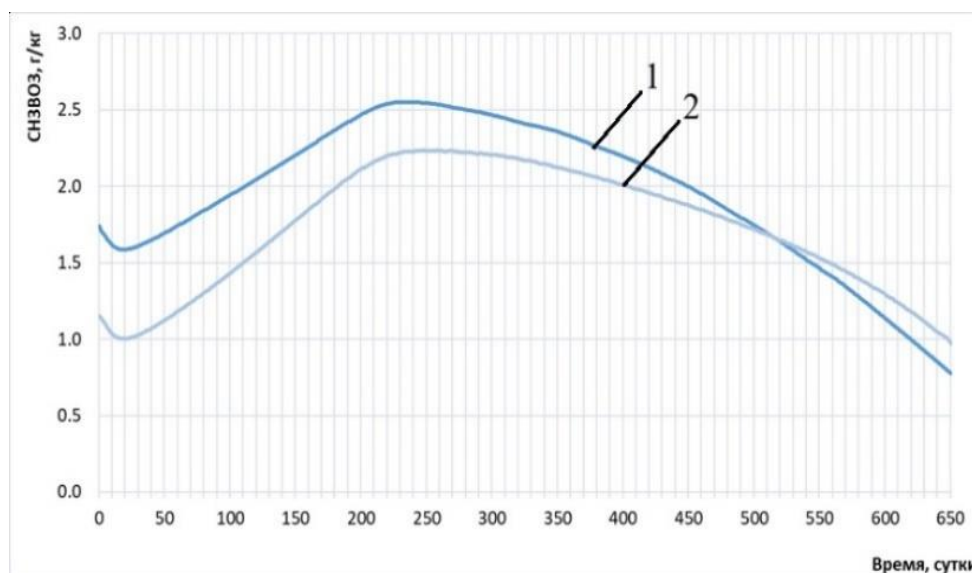


Рисунок 7. Критическое содержание борной кислоты при увеличении числа стержней-вытеснителей в активной зоне: 1 – модель 1, 2 – модель 2

Figure 7. Critical content of boric acid with increasing number of displacer rods in the core: 1 – model 1, 2 – model 2

Так как выгорание ТВЭгов происходит быстрее, чем выгорание топлива, это приводит к постепенному вводу положительной реактивности и достижению её максимума при полном выгорании поглотителя в ТВЭгах

(в рассматриваемой модели к 210 суткам кампании). Эта положительная реактивность компенсируется жидким поглотителем, то есть критическая концентрация борной кислоты в активной зоне увеличивается.

Вес стержней-вытеснителей в модели 1 (см. рис. 2) меньше чем в модели 2 (см. рис. 4), то есть реактивность, вносимая при выводе всех вытеснителей (на время 0 суток в неотравленной зоне) в модели с 31 компенсирующей кассетой, меньше, чем для модели с 61 кассетой (1% и 2,57% соответственно). По этой причине, при применяемом способе вывода вытеснителей с постоянной скоростью и полным их извлечением на 650 сутки, в конце кампании критическая концентрация борной кислоты для модели 2 превосходит значение для модели 1.

Дальнейшее ужесточение спектра нейтронов за счет увеличения количества стержней вытеснителей приводит к снижению скоростей реакций поглощения нейтронов гадо-

линием и топливом, но при этом увеличивается число вторичных нейтронов на акт поглощения в делящемся нуклиде. Поэтому критическую концентрацию борной кислоты снизить не удастся.

По разнице значений концентраций борной кислоты в начале кампании и на 210 сутки видно, что выгорающий поглотитель вносит большой вклад в компенсацию реактивности, поэтому для дальнейшего снижения концентрации жидкого поглотителя использовалось увеличение массового содержания поглотителя в ТВЭгах (рассматривалось содержание 10, 12, 13 и 13,5 %). Расчет кампаний проводился с использованием расчетной модели 2 (см. рис. 4). Результаты расчета кампаний представлены на рисунке 8.

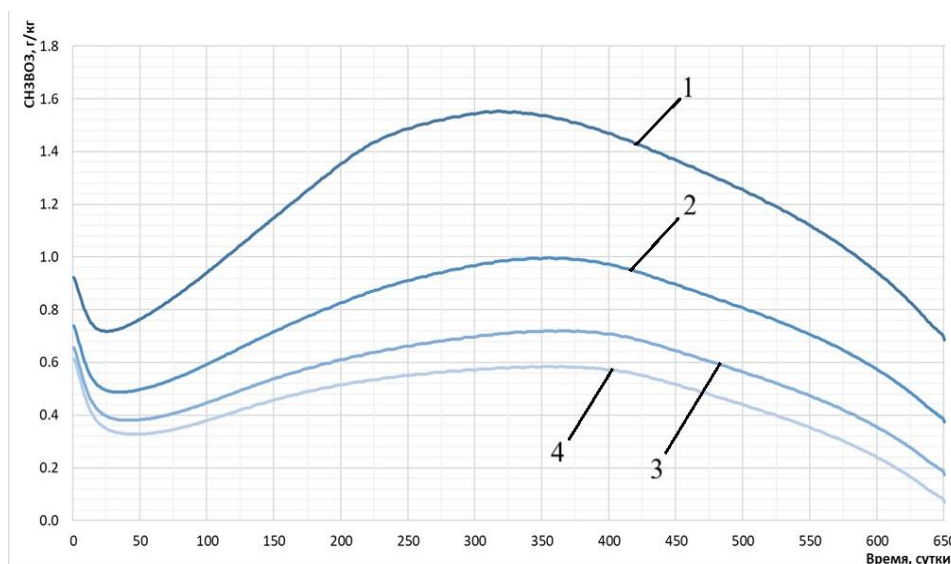


Рисунок 8. Критическое содержание борной кислоты при увеличенном содержании Gd_2O_3 в ТВЭгах; 1 – модель 2 (содержание в ТВЭгах Gd_2O_3 – 10%); 2 – модель 2 (содержание в ТВЭгах Gd_2O_3 – 12%); 3 – модель 2 (содержание в ТВЭгах Gd_2O_3 – 13%); 4 – модель 2 (содержание в ТВЭгах Gd_2O_3 – 13,5%)

Figure 8. Critical content of boric acid at increased enrichment of Gd_2O_3 in fuel elements with gadolinium; 1 – model 2 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 – 10%); 2 – model 2 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 – 12%); 3 – model 2 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 – 13%); 4 – model 2 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 – 13.5%)

Из графиков на рисунке 8 видно, что содержание жидкого поглотителя снижается до около нулевых значений в начале кампании, причем при увеличении содержания Gd_2O_3 в ТВЭгах даже до 10% по поглотителю максимальная концентрация борной кислоты не превышает минимальное значение, полученное для модели 1 при 8% содержанием поглотителя в ТВЭгах (см. рис. 5). Однако выбеги реактивности в начале кампании при выгорании твердого поглотителя при ужест-

оченном спектре нейтронов имеют место и требуют увеличения концентрации борной кислоты.

Так же нужно отметить, что выгорание нуклидов Gd^{155} и Gd^{157} достигается благодаря их высокому сечению поглощения 60,9 и 254 кб соответственно. Но с увеличением массы гадолиния, загружаемого для компенсации большего запаса реактивности, становится значимым поглощение нейтронов его четными изотопами, находящимися

в природной смеси и образующимися при выгорании. Поэтому дальнейшее увеличение содержания поглотителя в твэгах не эффективно. Это привело к необходимости использовать гадолиниевый выгорающий поглотитель в сочетании с подвижной группой ПЭЛ.

Результаты расчета кампании с применением дополнительных подвижных твердых

поглотителей (модель 3) представлены на рисунке 9, где для сравнения приведены графики изменения концентрации борной кислоты полученные для моделей активной зоны 1 и 2. Видно, что для разработанной модели активной зоны концентрация борной кислоты остается равной примерно 0,3 г/кг в течение всей кампании.

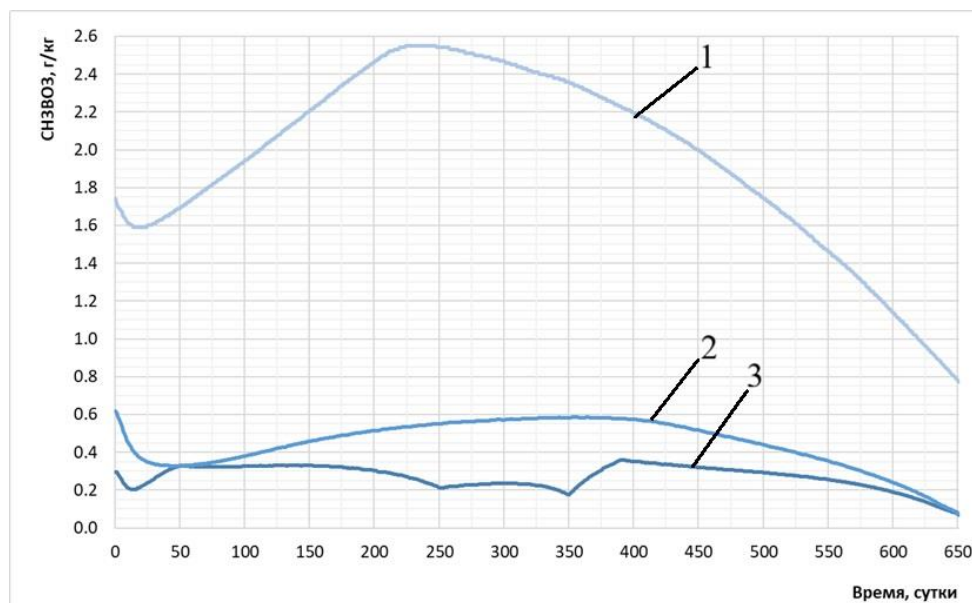


Рисунок 9. Критическая концентрация борной кислоты: 1 – модель 1; 2 – модель 2 (содержание в твэгах Gd_2O_3 - 13,5%); 3 – модель 3 (содержание в твэгах Gd_2O_3 - 13,5%)

Figure 9. Critical concentration of boric acid: 1 – model 1; 2 – model 2 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 -13.5%); 3 – model 3 (content in elements with gadolinium Gd_2O_3 -13.5%)

Минимальные, максимальные и средние значения концентрации борной кислоты за кампанию приведены в таблице 3.

Таблица 3 Расчетные значения критической концентрации борной кислоты в течение кампании

Table 3 Estimated values of the critical concentration of boric acid per campaign

Модель активной зоны	Концентрация борной кислоты, г/кг		
	Минимальное	Среднее	Максимальное
1	0,774	1,955	2,555
2	0,069	0,450	0,616
3	0,066	0,271	0,360

Средняя глубина выгорания на конец топливной кампании составила 15,9 МВт*сут/кг_{т.а.}, максимальная глубина выгорания 19,3 МВт*сут/кг_{т.а.}

Перемещение ПЭЛ в активной зоне реализовано в режиме ручного регулирования

с учетом различных скоростей выгорания гадолиния в твэгах и топлива. Колебания значений концентрации, видимые на графике 3 рисунка 10, обусловлены ограниченной точностью использованного способа регулирования реактивности.

Запас реактивности для модели 1 компенсируемый органами регулирования СУЗ и борной кислотой составляла 8,48 %. Увеличение массового содержания Gd_2O_3 в твэгах позволило снизить запас реактивности, компенсируемый рабочими органами СУЗ и системой борного регулирования до 4,37 %. При этом на систему борного регулирования приходится 57,9 % этого запаса.

Расчетная эффективность органов регулирования, выполняющих функцию АЗ реактора ВВЭР составляет 13.08% [7], для реактора со спектральным регулированием с предложенным расположением ОР – 20%.

На рисунке 10 представлена оценка в процессе кампании аксиального офсета (АО), определяемого как процентное отношение разницы энерговыделения в верхней и нижней половинах активной зоны к общему энерговыделению, формула (1):

$$AO = \frac{W_B - W_H}{W_B + W_H} \cdot 100\%, \quad (1)$$

где W_B – энерговыделение в верхней половине активной зоны;

W_H – энерговыделение в нижней половине активной зоны.

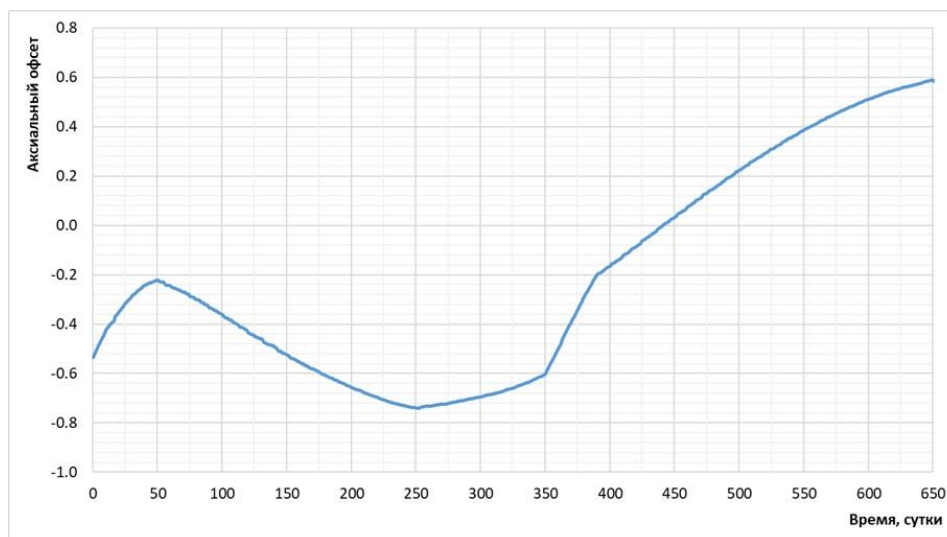


Рисунок 10. Изменение аксиального офсета в процессе кампании
Figure 10. Change in axial offset during the campaign

Видно, что применение стержней-вытеснителей и регулирующей группы поглотителей приводит к неравномерности выгорания топлива по высоте, что будет вызывать переменные тепловые и механические нагрузки на материалы активной зоны. Для решения данной проблемы при проектировании зоны реактора необходимо также предусмотреть группу ОР, которая будет воздействовать на выгорание топлива в аксиальном направлении, компенсируя влияние вытеснителей и ПЭЛ. Удержание значения офсета в определенном диапазоне значений возможно с помощью ОР СУЗ [9].

Заключение

Предложена модель активной зоны водородного реактора с тепловой мощностью 1600 МВт. Рассмотрена первая топливная загрузка с кампанией 650 эффективных суток. Для компенсации избыточной реактивности на выгорание топлива при работе на мощности использованы выгорающие поглотители (ТВЭГ с массовым содержанием Gd_2O_3 13,5 %) и органы регулирования СУЗ в виде стержней-вытеснителей и ПЭЛ из

карбида бора. При этом полностью отказаться от использования системы борного регулирования не удалось.

Массовое содержание Gd_2O_3 в ТВЭГАх 13,5 % позволило снизить запас реактивности, компенсируемый рабочими органами СУЗ и системой борного регулирования до 4,37 %. При этом на систему борного регулирования приходится 57,9 % этого запаса. Показано, что для разработанной модели активной зоны концентрация борной кислоты остается в среднем 0,3 г/кг в течение всей кампании. Компонировка, представленная в статье, обеспечивающая минимальную концентрацию борной кислоты в течение кампании, не является единственно возможной, а служит лишь доказательством того, что принятое в работе решение позволяет достичь требуемого результата. При дальнейшей проработке вопросов, связанных с работой автоматики управления движением групп ОР СУЗ (как вытеснителей, так и поглотителей), возможно некоторое ее упрощение.

Алгоритм перемещения группы ПЭЛ СУЗ в ручном режиме определялся с учетом

изменения эффективности выгорающих поглотителей и выгорания топлива. Не высокая точность использованного метода определяет необходимость применения автоматического режима управления реактивностью.

Неравномерность энерговыделения по высоте ОР может быть скомпенсирована высотным профилированием зоны и применением группы ОР СУЗ, регулирующей аксиальный офсет.

При снижении начальных загрузок топлива для кампаний меньшей длительности (18 или 12 месяцев) полный отказ от компенсации реактивности на выгорание топлива жидкостной системой может быть реализован с использованием неподвижных выгорающих поглотителей и органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в виде стержней-вытеснителей и поглощающих стержней (ПС) СУЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. 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. 308 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/okb-gidropress-75-let_2021/p107/ (дата обращения: 24.03.2026)
2. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» 75 лет / А.К. Podshibyakin, S.R. Sorokin, S.O. Titova [et al.]; head. ed. V.A. Piminov. – Podolsk: OJSC PFOP, 2021. 308 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/okb-gidropress-75-let_2021/p107/ (accessed: 24.03.2026).
3. Музафаров А.Р., Савандер В.И. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР для снижения доли запаса реактивности, компенсируемого жидкостной системой при удлинённых кампаниях. *Глобальная ядерная безопасность*. 2022;(2):42-55. <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05>
4. Muzafarov A.R., Savander V.I. The Use of Burnable Poisons in VVER-type Reactors to Reduce the Fraction of the Reactivity Margin Compensated by the Liquid System During Extended Runs. *Global nuclear safety*. 2022;(2):42-55. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05>
5. Жихарева Н.С., Коноплёв К.А., Онегин М.С. Использование выгорающих поглотителей в реакторе ПИК для увеличения кампаний. *Атомная энергия*. 2021;131(5):248-253. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4808/5103> (дата обращения 31.03.2026).
6. Zhihareva N.S., Konoplev K.A., Onegin M.S. Use of Burnable Absorbers in the PIK Reactor to Increase the Run Time. *Atomic energy*. 2022;131(5):249-254. <https://doi.org/10.1007/s10512-022-00874-4>
7. Кириллов К.В., Ахметова П.В., Семишин В.В., Столотнюк Я.Д. Расчетное моделирование выгорающих поглотителей на основе бенчмарка уранового и смешанного уран-плутониевого топлива ВВЭР-1000. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(4):48-57. EDN: DWJEEE. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-04-05>
8. Kirillov K.V., Akhmetova P.V., Semishin V.V., Stolotnyuk Ya.D. Calculational modeling of burnable absorbers based on the benchmark of uranium and mixed uranium-plutonium VVER-1000 fuel. *Global nuclear safety*. 2025;15(4):48-57. (In Russ.). EDN: DWJEEE. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-04-05>
9. Самойлов О.Б., Алексеев В.И., Галицких В.Ю. Оптимизация компенсации запаса реактивности на выгорание в транспортных реакторах с использованием борных поглотителей. *Атомная энергия*. 2014;116(1):53-55. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1270/1251> (дата обращения 31.03.2026).
10. Samoilov O.B., Alekseev V.I., Galitskikh V.Y. Compensation Optimization of Burnup Reactivity Excess by Boron Absorbers in Propulsion Reactors. *Atomic Energy*. 2014;116(1):72-75. <https://doi.org/10.1007/s10512-014-9819-y>
11. Элазака А.И., Савандер В.И., Тихомиров Г.В. Сравнительная оценка диапазона спектрального регулирования запаса реактивности в реакторах с водой под давлением с помощью циркониевых вытеснителей для уранового и ториевого топливных циклов. *Глобальная ядерная безопасность*. 2021;(2):58-67. <https://doi.org/10.26583/gns-2021-02-06>
12. Elazaka A.I., Savander V.I., Tikhomirov G.V. Comparative Study of Spectral Regulation Range of Excess Reactivity Control in Pressurized Water Reactors Using Zirconium Displacers for Uranium and Thorium Fuel Cycles. *Global nuclear safety*. 2021;(2):58-67. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2021-02-06>
13. 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. EDN: IMZUZY. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-05>
14. 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. *Global nuclear safety*. 2025;15(2):46-55. (In Russ.). EDN: IMZUZY. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-02-05>
15. Кавун О.Ю., Увакин М.А., Безруков Ю.А., Шарый Н.В. О применении метода сеток для нейтроннофизических 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: 09.04.2026).

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: 09.04.2026).

9. Коренной А.А., Титов С.Н., Литус В.А., Неделин О.В. Управление аксиальным распределением поля энерговыделения в активной зоне ВВЭР-1000 при переходных процессах. *Атомная энергия*. 2000;88;4:252-257. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2999/2945> (дата обращения: 09.04.2025).

Korennoi A.A., Titov S.N., Litus V.A., Nedelin O.V. Control of the axial distribution of the energy-release field in the VVER-1000 core during transient processes. *Atomic Energy*. 2000;88(4):257-262. <https://doi.org/10.1007/BF02673607>

ВКЛАД АВТОРОВ

Кускеев И.Ш. – проведение расчетов и визуализация результатов исследования;

Кавун О.Ю. – выбор программных средств, утверждение методологии исследования;

Семишин В.В. – описание методологии, программное обеспечение исследования, участие в написании статьи;

Лебедева Е.А. – теоретический обзор по теме исследования, редактирование текста статьи;

Столотнюк Я.Д. – написание статьи, взаимодействие с рецензентами, контроль результатов исследования.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ

Работа выполнена без дополнительных источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Искандер Шамилович Кускеев, 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

Олег Юрьевич Кавун, доктор технических наук, профессор, кафедра «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0007-1798-7816>

e-mail: kavun_oleg@mail.ru

Виктор Вадимович Семишин, 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

Екатерина Александровна Лебедева, 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

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

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

e-mail: stolotyad@bmstu.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION

Kuskeev I.Sh. – carrying out calculations and visualising the study results;

Kavun O.U. – software tools selection, research methodology approval;

Semishin V.V. – methodology description, research software, writing the article;

Lebedeva E.A. – a theoretical review of the research, article editing;

Stolotnyuk Ya.D. – writing the article, interacting with reviewers, monitoring the research results.

FUNDING

No additional funding.

CONFLICT OF INTEREST

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Iskander Sh. Kuskeev, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

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

e-mail: kuskeeviskander@gmail.com

Oleg Yu. Kavun, Dr. Sci. (Engin.), Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0007-1798-7816>

e-mail: kavun_oleg@mail.ru

Viktor V. Semishin, Senior Lecturer, Bauman Moscow State Technical University, Department of Nuclear Reactors and Installations, Moscow, Russian Federation.

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

e-mail: semishin@bmstu.ru

Ekaterina A. Lebedeva, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

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

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

Yaroslava D. Stolotnyuk, Cand. Sci. (Eng.), Associate Professor, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

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

e-mail: stolotyad@bmstu.ru

Поступила в редакцию / Received 28.05.2026
После доработки / Revision 03.08.2026
Принята к публикации / Accepted 06.08.2026

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-08>

УДК 621.039.586

EDN UTVPCW

Оригинальная статья / Original paper



**Анализ и перспективы модернизации системы аварийного охлаждения
активной зоны Армянской АЭС**

А.Р. Григорян¹, А.А. Геворгян² ✉

¹Армянская атомная станция, Армавирская область, г. Мецамор, Республика Армения

²Национальный политехнический университет Армении, г. Ереван, Республика Армения

✉ a.gevorgyan@polytechnic.am

Резюме. В данной статье рассматривается система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) энергоблока №2 Армянской атомной электростанции (ААЭС) в контексте повышения уровня ее безопасности и надежности. Актуальность работы обусловлена необходимостью обоснования продления срока эксплуатации энергоблока, расширения спектра проектных аварий с повышением предела максимальной проектной аварии до течи теплоносителя с эквивалентным диаметром 200 мм. Проведен анализ первоначальной концепции системы, а также реализованных модификаций, направленных на повышение эффективности аварийного охлаждения. Для оценки работоспособности САОЗ при различных аварийных сценариях выполнены теплогидравлические расчеты с использованием программного комплекса RELAP5/MOD3.2. Рассмотрены сценарии течей теплоносителя первого контура с эквивалентным диаметром от 120 до 190 мм при различных сочетаниях отказов оборудования, включая отказ каналов аварийной подпитки высокого давления. В результате установлено, что при определенных конфигурациях системы возникает эффект «подпитки в течь», при котором подаваемый охлаждающий раствор не обеспечивает эффективного заполнения первого контура. Показано, что при течах диаметром 130–180 мм возможно нарушение критериев безопасности вследствие перегрева оболочек твэлов, тогда как при больших диаметрах течи условия охлаждения могут улучшаться за счет более быстрого снижения давления и включения систем низкого давления. На основании полученных результатов предложены направления дальнейшей модернизации САОЗ, включая оптимизацию схемы подключения трубопроводов и повышение эффективности работы системы, что позволит увеличить пределы проектных аварий и повысить уровень ядерной безопасности.

Ключевые слова: аварийное охлаждение, атомная энергетика, безопасность, ААЭС, модернизация

Для цитирования: Григорян А.Р., Геворгян А.А. Анализ и перспективы модернизации системы аварийного охлаждения активной зоны Армянской АЭС. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):82-92. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-08>

For citation: Grigoryan A.R., Gevorgyan A.A. Analysis and prospects of emergency cooling system modernization of the Armenian NPP. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):82-92. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-08>

Analysis and prospects of emergency cooling system modernization of the Armenian NPP

Artur R. Grigoryan¹, Aram A. Gevorgyan² ✉

¹Armenia Nuclear Power Plant, Metsamor, Armavir region, Republic of Armenia,

²National Polytechnic University of Armenia, Yerevan, Republic of Armenia

✉ a.gevorgyan@polytechnic.am

Abstract. This article examines the emergency core cooling system (ECCS) of Unit 2 of the Armenian Nuclear Power Plant (ANPP) in the context of enhancing its safety and reliability. The relevance of this work stems from the need to justify the extension of the unit's service life, as well as the expansion of the range of design-basis accidents with an increase in the maximum design-basis accident limit to a coolant leak with an equivalent diameter of 200 mm. An analysis of the initial system concept and implemented modifications aimed at improving the efficiency of emergency cooling is provided. To assess the operability of the ECCS under various emergency scenarios, thermal-

hydraulic calculations were performed using the RELAP5/MOD3.2 software package. Scenarios for primary coolant leaks with an equivalent diameter of 120 to 190 mm under various combinations of equipment failures, including the failure of high-pressure emergency make-up channels, are considered. As a result, it is established that, under certain system configurations, a «make-up-into-the-leak» effect occurs, whereby the supplied coolant does not effectively fill the primary circuit. It is shown that, for leaks with diameters of 130–180 mm, safety criteria may be violated due to overheating of the fuel rod cladding, whereas, for larger leak diameters, cooling conditions can be improved by more rapid pressure reduction and the activation of low-pressure systems. Based on the obtained results, directions for further modernization of the ECCS are proposed, including optimization of the piping connection scheme and increased system efficiency, which will increase the design-basis accident limits and enhance nuclear safety.

Keywords: emergency cooling, nuclear energy, safety, ANPP, modernization

Введение

Безопасность эксплуатации атомных электростанций является одной из приоритетных задач современной ядерной энергетики. Особое значение имеет обеспечение надежного охлаждения активной зоны реактора при авариях с потерей теплоносителя (Loss-of-Coolant Accident, LOCA), поскольку эффективность функционирования системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) во многом определяет выполнение критериев ядерной и радиационной безопасности. В связи с этим совершенствование систем безопасности и повышение их надежности являются неотъемлемой частью программ модернизации энергоблоков атомных электростанций, направленных на продление срока эксплуатации и приведение их характеристик в соответствие с современными требованиями безопасности [1,2].

В рамках работ по продлению срока эксплуатации на всех эксплуатируемых энергоблоках с реакторами типа ВВЭР-440 были реализованы масштабные программы повышения безопасности. Выполненные модернизации включали совершенствование систем аварийного охлаждения активной зоны, внедрение дополнительных каналов систем безопасности, повышение надежности электроснабжения и модернизацию систем управления, что позволило существенно повысить устойчивость энергоблоков к проектным и запроектным авариям [1,6].

Значительное число исследований посвящено анализу теплогидравлических процессов при авариях типа LOCA для реакторов ВВЭР-440 с использованием современных расчетных кодов, прежде всего RELAP5. В опубликованных работах представлены результаты моделирования различных сце-

нариев аварий, выполнена валидация расчетных моделей по экспериментальным данным и результатам эксплуатации энергоблоков, исследовано влияние параметров течи и характеристик систем безопасности на процессы охлаждения активной зоны. Существенное внимание уделяется также исследованиям процессов повторного залива активной зоны, распределения борной кислоты в первом контуре и охлаждаемости тепловыделяющих сборок после аварий с потерей теплоносителя [3,4].

Отдельное направление исследований связано с совершенствованием проектных решений систем аварийного охлаждения активной зоны. В частности, рассматриваются вопросы оптимизации параметров гидроаккумуляторов, повышения эффективности систем аварийной подпитки, совершенствования алгоритмов их работы и оценки влияния модернизации оборудования на выполнение критериев безопасности при различных сценариях LOCA [5]. Работы, посвященные продлению срока эксплуатации энергоблоков ВВЭР-440, также показывают, что модернизация систем безопасности является одним из основных условий дальнейшей безопасной эксплуатации атомных станций [6].

Вместе с тем анализ опубликованных исследований показывает, что большинство работ посвящено расчетному обоснованию отдельных аварийных режимов, верификации расчетных кодов или оценке соответствия систем безопасности установленным критериям. Значительно меньше внимания уделено комплексному анализу влияния последовательной модернизации схемы подключения системы аварийного охлаждения активной зоны на эффективность

охлаждения реактора при различных размерах течи теплоносителя и сочетаниях отказов оборудования. Недостаточно исследованы условия возникновения эффекта «**подпитки в течь**», а также его влияние на выполнение критериев безопасности при расширении диапазона максимальной проектной аварии.

В связи с этим **целью настоящей работы** является анализ эффективности функционирования модернизированной системы аварийного охлаждения активной зоны энергоблока № 2 Армянской атомной электростанции при авариях с потерей теплоносителя различного эквивалентного диаметра, а также оценка перспектив дальнейшей модернизации системы, направленной на расширение пределов максимальной проектной аварии и повышение уровня безопасности энергоблока.

Исходная концепция системы аварийного охлаждения

Разработанный проект Армянской АЭС был основан на концепции, предполагающей, что за счет обеспечения высокого качества оборудования и других компонентов реакторной установки, мониторинга текущего состояния элементов ААЭС, а также качества эксплуатации и превентивного ремонта, можно избежать значительного повреждения компонентов АЭС, исключив тем самым возможность серьезной аварии с повреждением ядерного топлива. Вследствие этого первоначально система САОЗ (рис. 1) была рассчитана на ликвидацию течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром 32 мм. Функциональные возможности системы включают:

- подачу борного раствора в активную зону реактора, путем автоматического включения насосов аварийной подпитки при снижении давления или уровня теплоносителя в первом контуре;
- поддержание реактора в подкритическом состоянии.

Основным недостатком системы являлось отсутствие пассивных средств аварийного охлаждения и отсутствие системы охлаждения активной зоны низкого давления.

В состав системы входило следующее основное оборудование:

- бак аварийного запаса борного раствора с концентрацией 12 г/кг, объемом 800 м³;
- две группы аварийных подпиточных насосов высокого давления (АПН) по три насоса типа «ЦН-65-130», с номинальным давлением 130 кгс/см² и расходом 65 м³/час;
- трубопроводы и арматура.

Каждая группа аварийных подпиточных насосов по всасу соединена с баком аварийного запаса борного раствора отдельным трубопроводом. Напорные трубопроводы в герметичной части реакторного отделения (РО) врезаются в трубопроводы системы продувки-подпитки первого контура. Первая группа насосов подключена к главному циркуляционному трубопроводу (ГЦТ) через коллектор продувки на напор, вторая группа – через коллектор возврата очищенной продувки на всас всех шести главных циркуляционных насосов (ГЦН)¹.

Модификации системы аварийного охлаждения

Правительство Республики Армения 19 апреля 2012 года приняло решение № 461 «О продлении срока эксплуатации энергоблока №2 Армянской АЭС до 2026 года». В рамках реализации работ по продлению срока эксплуатации, в соответствии с принятой концепцией по повышению безопасности ААЭС, была проведена модификация САОЗ, направленная на увеличение предела максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя до течи теплоносителя из первого контура с эквивалентным диаметром 100 мм в любом месте главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), а также гильотинного разрыва дыхательного трубопровода компенсатора давления (КД) с эквивалентным диаметром 200 мм.

¹ НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.

Армянская АЭС. Блок 2. Техническое задание по модернизации САОЗ, 2016 г.

Отчет по обоснованию безопасности планируемой модификации САОЗ, 2020 г.

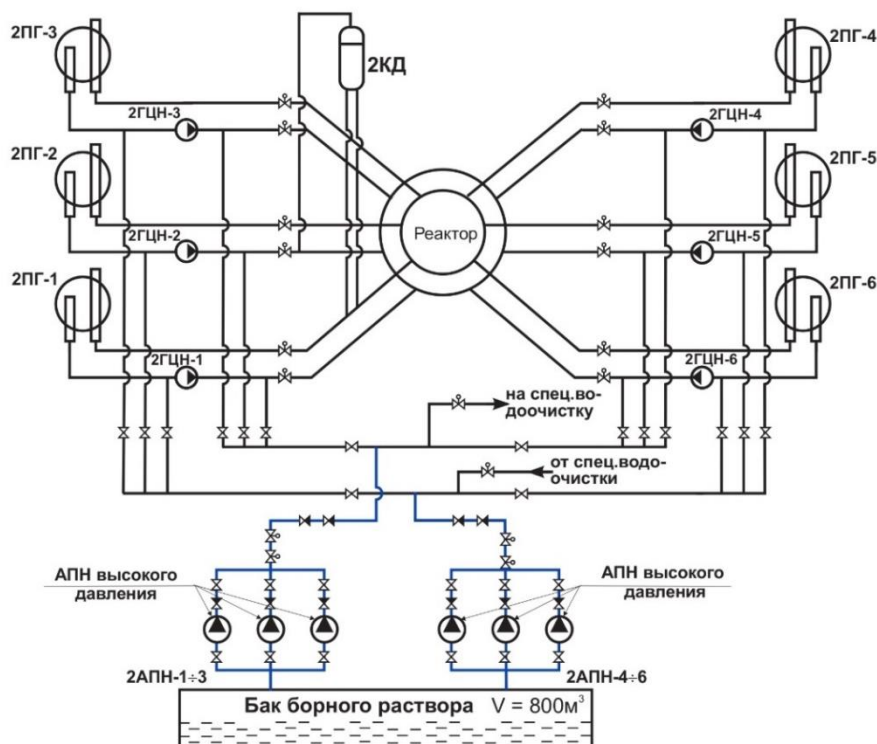


Рисунок 1. Принципиальная схема системы аварийной подпитки 1-го контура (до модификации)
Figure 1. Schematic diagram of the emergency feed system for the 1st circuit (before modification)

Основные изменения включают (рис. 2):

- переврезку напорных трубопроводов аварийной подпитки непосредственно в неотключаемую часть главного циркуляционного трубопровода;
- введение блокировок для обеспечения работоспособности насосов при низких давлениях;
- внедрение системы аварийного охлаждения низкого давления.

Результаты испытаний показали, что данные модификации повысили уровень безопасности, но при течах из ГЦТ, с эквивалентным диаметром более 100 мм, сохранялся риск повреждения активной зоны².

Перспективные направления модернизации системы аварийного охлаждения

В рамках программы повторного продления эксплуатации энергоблока №2 рассмат-

риваются дополнительные усовершенствования системы аварийного охлаждения с целью увеличения предела МПА до течи теплоносителя с эквивалентным диаметром 200 мм. С целью определения максимального проектного предела течи теплоносителя из первого контура, при котором система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) способна компенсировать потерю без превышения предельных критериев повреждения ядерного топлива, а также для обоснования возможности повышения допустимого предела аварийного состояния по типу LOCA (течь теплоносителя) до эквивалентного диаметра 200 мм, были выполнены следующие теплогидравлические расчеты с использованием программного комплекса RELAP:

1. Течь из горячей нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с эквивалентным диаметром 120 мм, с отказом первого канала АПН (место течи – возле врезки трубопровода второго канала аварийной подпитки высокого давления в ГЦТ).

² Армянская АЭС. Блок 2 Мероприятия для продления срока эксплуатации. Главный корпус. Реакторное отделение. Проектирование модернизации САОЗ. Техническое задание. А-127104 пм. 2016 г. Мецамор, 2016.

Отчет по обоснованию безопасности планируемой модификации САОЗ. ОБПМ.НТЦ.02.САОЗ.001-2020. Ереван, 2020.

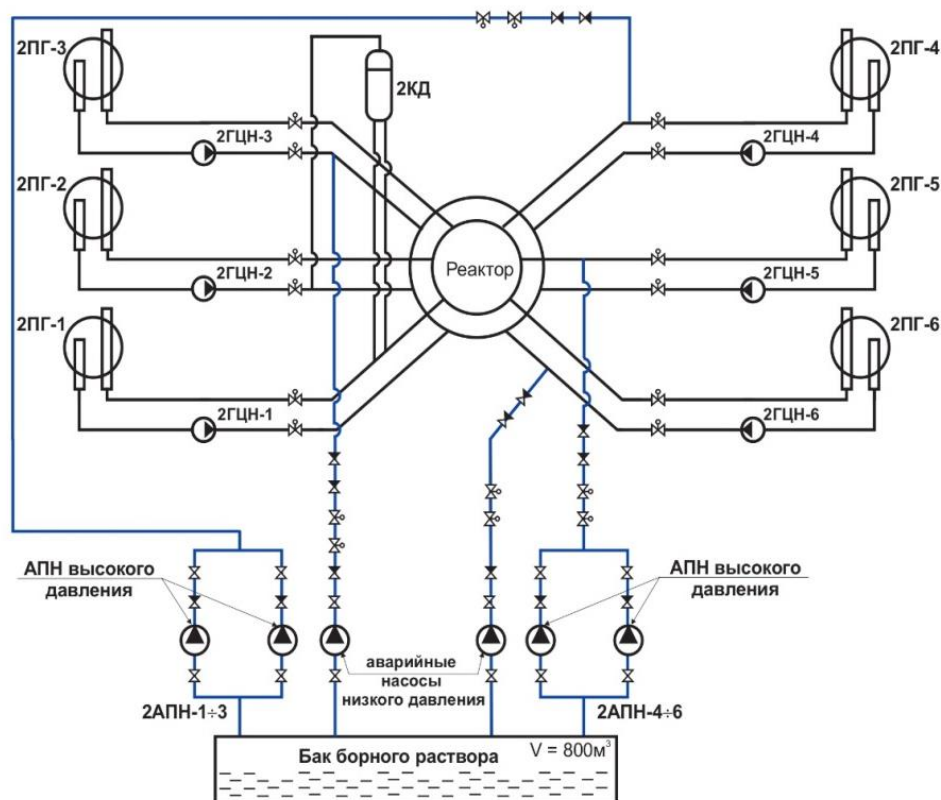


Рисунок 2. Принципиальная схема системы аварийной подпитки 1-го контура (после модификации)
Figure 2. Schematic diagram of the emergency feed system for the 1st circuit (after modification)

2. Течь из горячей нитки ГЦТ с эквивалентным диаметром 130 мм, при аналогичных условиях подключения и места возникновения течи.

3. Течь из горячей нитки ГЦТ с эквивалентным диаметром 180 мм, при аналогичных условиях подключения и места возникновения течи;

4. Течь из горячей нитки ГЦТ с эквивалентным диаметром 190 мм, при аналогичных условиях подключения.

5. Течь из горячей нитки ГЦТ с эквивалентным диаметром 130 мм, с одним работающим каналом АПН ВД, отказом второго, и последующим открытием одного из быстродействующих редукционных установок сброса пара в атмосферу БРУ-А.

6. Течь из горячей нитки ГЦТ с эквивалентным диаметром 180 мм, при аналогичных условиях, с открытием одного БРУ-А.

7. Течь из ГЦТ с эквивалентным диаметром 130 мм, с одним каналом АПН ВД, отказом второго, открытием одного БРУ-А и деблокировкой на закрытия быстродействующих отсечных клапанов (БЗОК).

Расчетные модели и анализ результатов

Математическое моделирование процессов в системе аварийного охлаждения выполнено с использованием кода RELAP5/MOD3.2, основанного на решении системы уравнений сохранения массы, энергии и импульса для двухфазных сред.

Основные уравнения модели

Код решает восемь уравнений для зависимых переменных: давление (P); удельные внутренние энергии пара и жидкости (U_p, U_l); объемная доля пара (α_p); скорости фаз (v_p, v_l); качество неконденсируемых газов (X_n); плотность бора (ρ_b).

Анализ результатов расчета течи из горячей нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 130 мм и 180 мм с отказом первого канала АПН (место течи – врезка трубопровода второго канала аварийной подпитки высокого давления в ГЦТ)

Анализ результатов расчетов течи теплоносителя первого контура с эквивалентным диаметром в диапазоне от 130 мм до 180 мм

показал [5]: возникновение течи на участке главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) возле места подключения трубопровода одного из каналов аварийной подпитки первого контура высокого давления и одновременный отказ второго канала аварийной подпитки (в результате обесточивания и невозможности автоматического подключения дизель-генераторов к секции электропита-

ния) приводит к нарушению приемочных критериев безопасности. В частности, наблюдается резкое повышение температуры теплоносителя (рис. 3а,б) и снижение давления (рис. 4а,б) первого контура, а также превышение допустимой температуры оболочки твэлов, что может привести к повреждению топлива (рис. 5а,б).

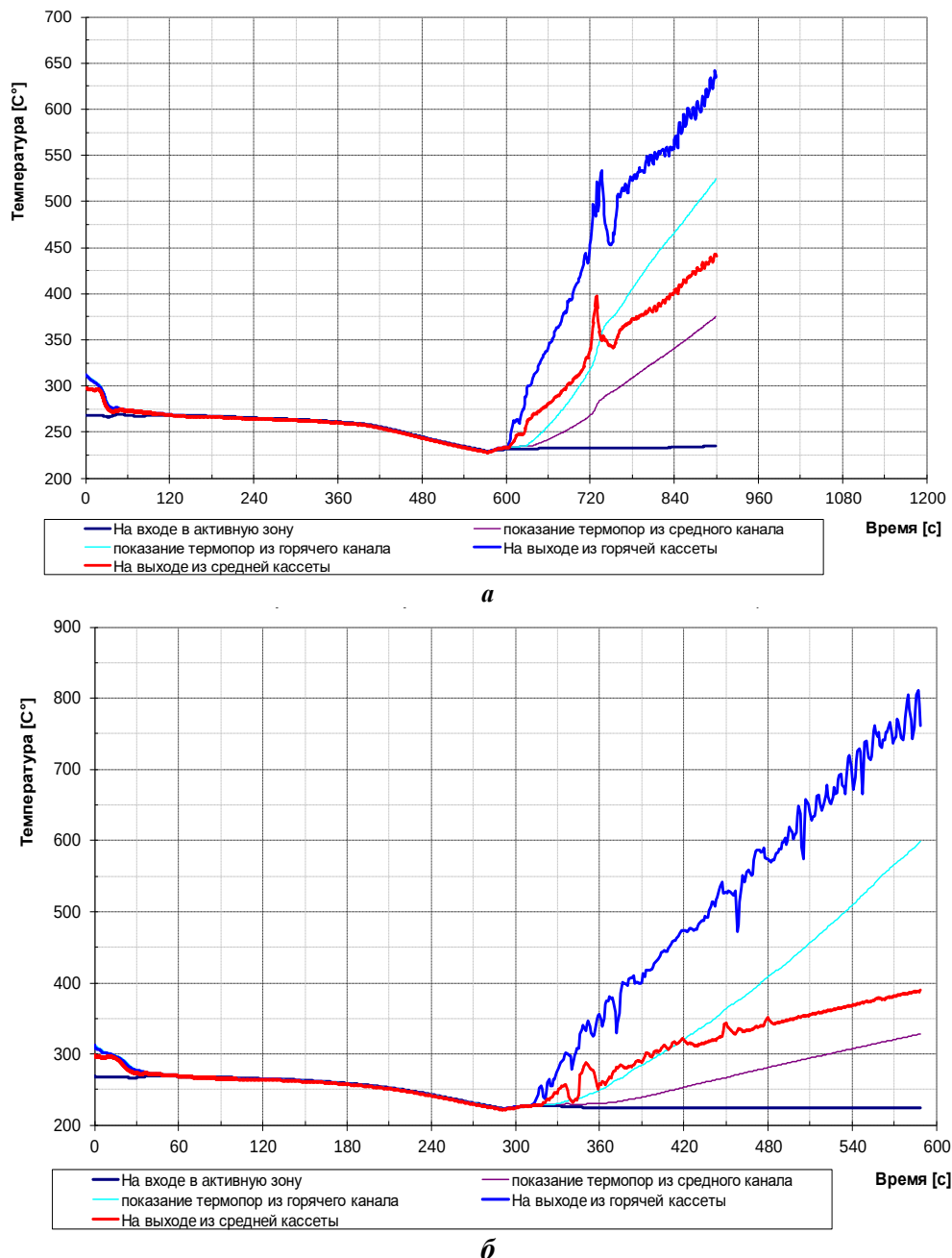


Рисунок 3. Температура теплоносителя: течь из горячей нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с эквивалентным диаметром a – 130 мм и b – 180 мм с отказом первого канала АПН; место течи – в районе врезки трубопровода второго канала аварийной подпитки высокого давления в ГЦТ

Figure 3. Coolant temperature: leak from the hot leg of the main circulation pipeline (MCP) with an equivalent diameter a – of 130 mm and b – of 180 mm with the failure of the first channel of the APN; the leak is located near the connection of the second channel of the emergency high-pressure feed in the MCP

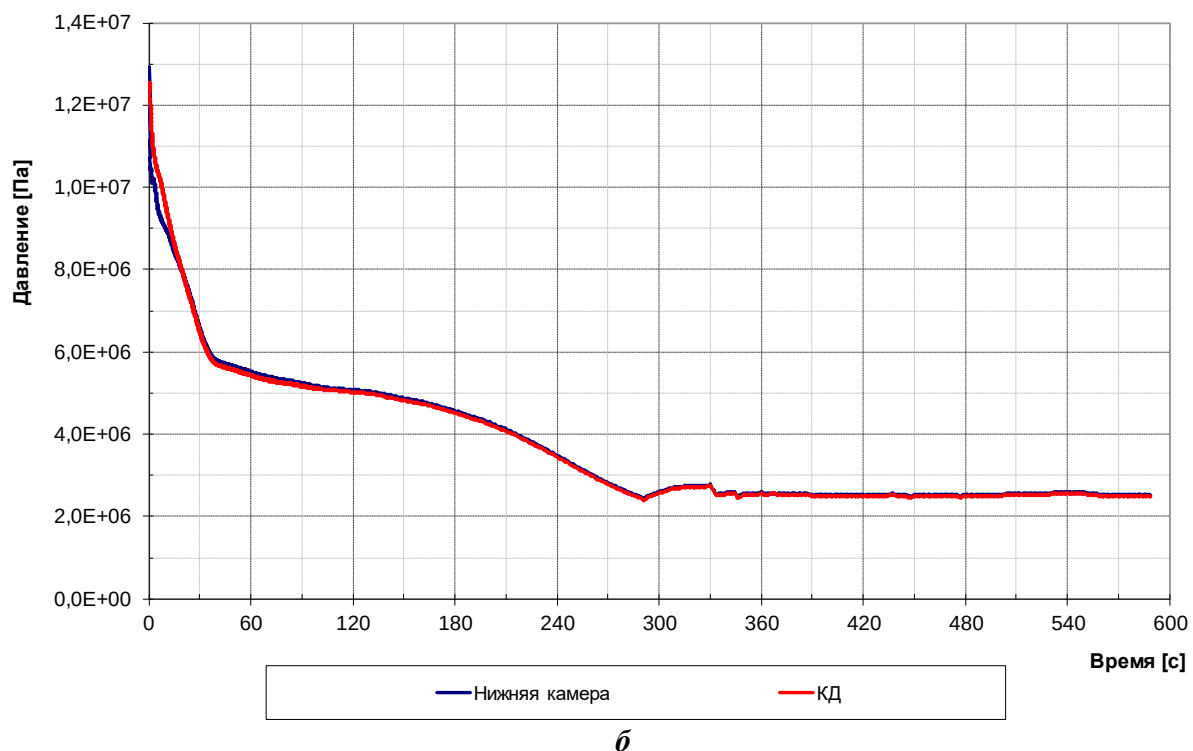
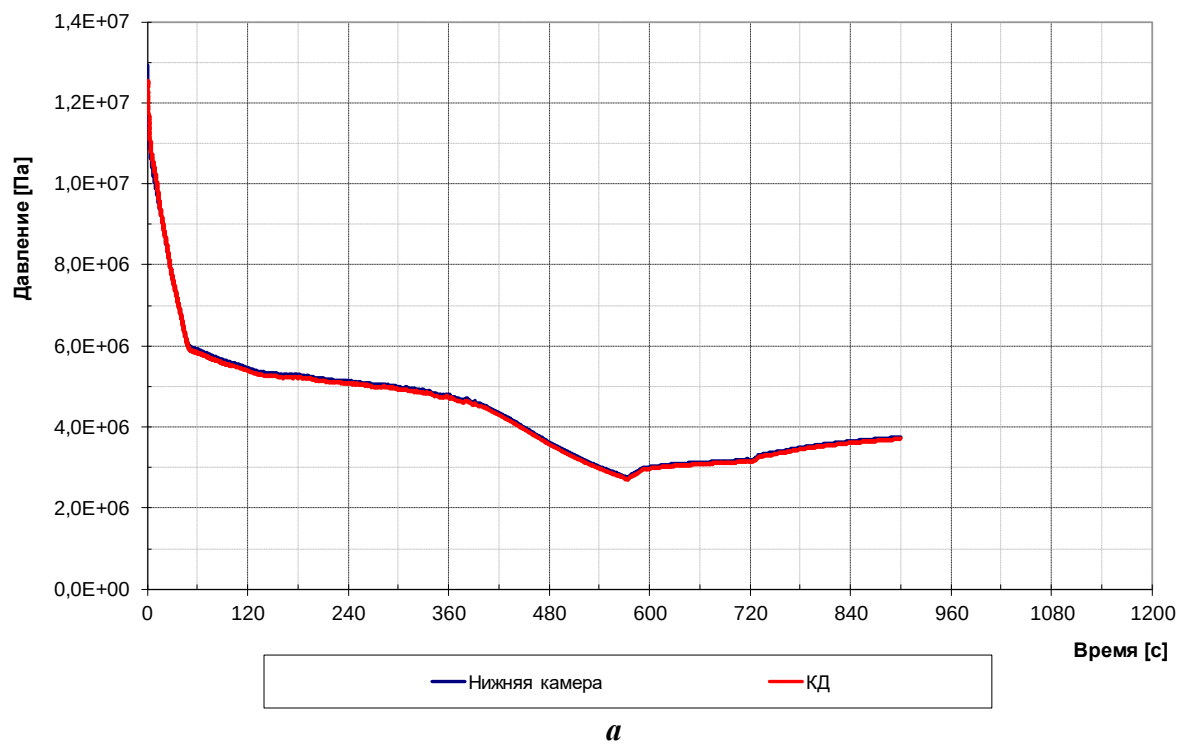


Рисунок 4. Давление первого контура: течь из горячей нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с эквивалентным диаметром ***a*** – 130 мм и ***б*** – 180 мм с отказом первого канала АПН; место течи – в районе врезки трубопровода второго канала аварийной подпитки высокого давления в ГЦТ

Figure 4. First circuit pressure: leak from the hot leg of the main circulation pipeline (MCP) with an equivalent diameter ***a*** – of 130 mm and ***б*** – of 180 mm with the failure of the first channel of the APN; the leak is located near the connection of the second channel of the emergency high-pressure feed in the MCP

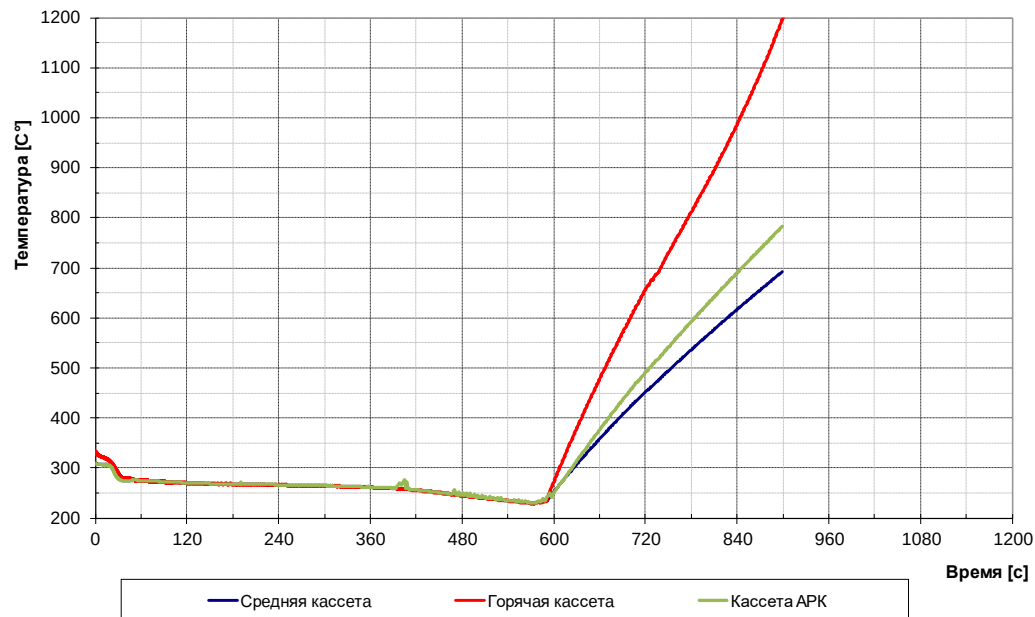
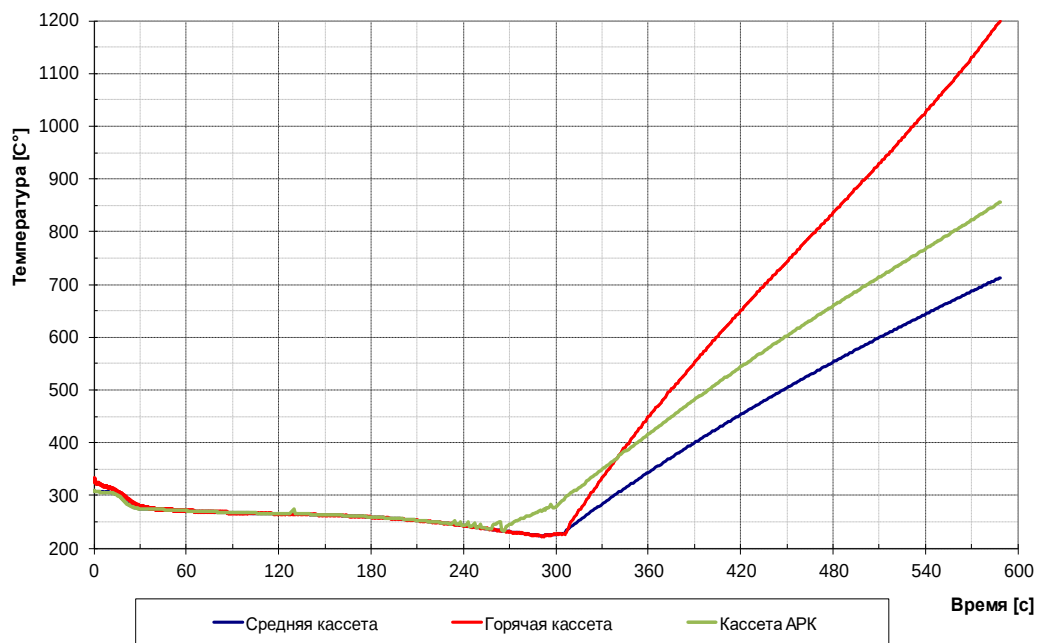
***a******б***

Рисунок 5. Температура оболочки топлива: течь из горячей нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с эквивалентным диаметром ***a*** – 130 мм и ***б*** – 180 мм с отказом первого канала АПН; место течи – в районе врезки трубопровода второго канала аварийной подпитки высокого давления в ГЦТ

Figure 5. Fuel cladding temperature: leak from the hot leg of the main circulation pipeline (MCP) with an equivalent diameter ***a*** – of 130 mm and ***б*** – of 180 mm with the failure of the first channel of the APN; the leak is located near the connection of the second channel of the emergency high-pressure feed in the MCP

Как видно из графиков, приблизительно с 600-й секунды (для течи с эквивалентным диаметром 130 мм) и с 300-й секунды (для течи с эквивалентным диаметром 180 мм) происходит относительно резкое повышение температуры оболочки твэла, которая на 900-й и 600-й секунде (соответственно для

эквивалентных диаметров 130 мм и 180 мм) достигает 1200°C при котором нарушаются приемочные критерии.

Следует отметить, что критическая ситуация, при которой наблюдается превышение температурных пределов твэлов, возникает преимущественно в случае, если течь тепло-

носителя происходит непосредственно в **месте подключения трубопровода САОЗ высокого давления к горячей нитке главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ)**. В таком случае, несмотря на работу одного из каналов аварийной подпитки, подача охлаждающего борированного раствора фактически осуществляется **напрямую в зону течи**, не обеспечивая эффективного заполнения объема первого контура. Иными словами, происходит как бы «**подпитка в течь**», что лишает САОЗ способности восстановить уровень теплоносителя в активной зоне и предотвратить перегрев твэлов.

Именно топология подключения аварийной подпитки становится ключевым фактором в неэффективности САОЗ при течах указанного типа. Это подчеркивает необходимость не только повышения производительности системы, но и **пересмотра схемы врезки трубопроводов** для обеспечения подачи охлаждающей жидкости в объем, сохраняющийся в контуре.

Также, анализируя график изменения давления в первом контуре установлено, что при таком развитии аварии **давление в первом контуре снижается до уровня порядка 30-35 кгс/см²** (см. рис. 4а,б), что становится критичным с точки зрения подачи охлаждающей воды от насосов низкого давления

системы аварийной подпитки. Последние имеют номинальное давление подачи **25 кгс/см²**, и потому **не могут преодолеть остаточное давление в контуре**, несмотря на формальное выполнение условий для ввода в работу. Это приводит к возникновению **динамического равновесия**, при котором подача охлаждающей жидкости прекращается, несмотря на наличие резервных систем.

Таким образом, даже при наличии исправного канала САОЗ низкого давления, **физически охлаждающая среда не поступает в реактор**, что способствует перегреву твэлов и нарушению критериев безопасности. Эта особенность подчеркивает необходимость пересмотра не только характеристик насосного оборудования, но и схемы гидравлической обвязки системы.

Дальнейший анализ результатов теплогидравлических расчетов показал, что при возникновении течи из тех же мест, но уже с большим диаметром, снижение давления первого контура при котором система аварийной подпитки первого контура низкого давления подает воду в первый контур достигает относительно раньше (рис. 6). Это обстоятельство приводит к тому, что критерии безопасности не нарушаются (рис. 7).

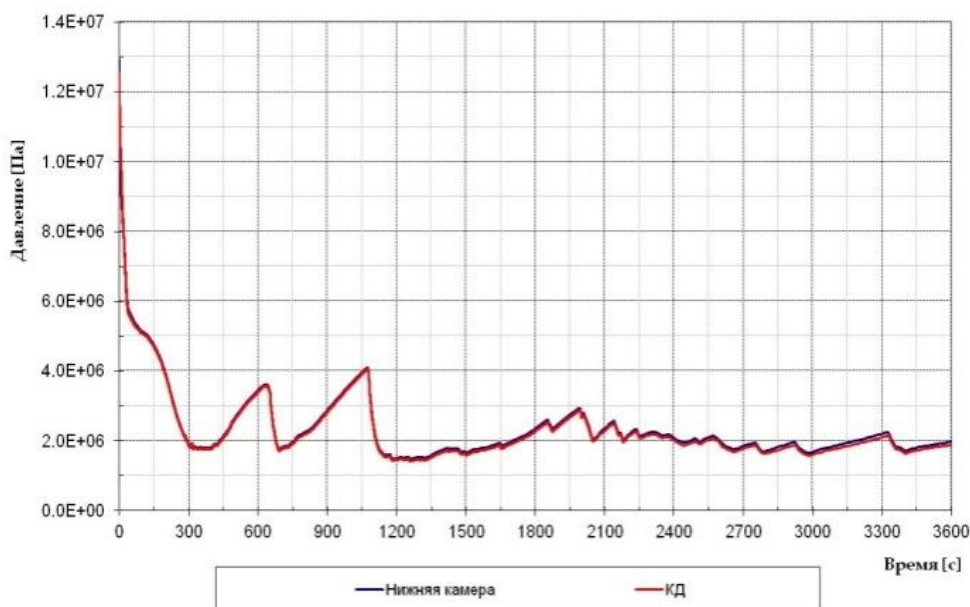


Рисунок 6. Давление первого контура. Течь из горячей нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 190 мм, в месте подключения одного из каналов АПН ВД при отказе другого канала АПН

Figure 6. First circuit pressure. Leak from the hot leg of the MCP with an equivalent diameter of 190 mm, at the connection point of one of the APN HD channels in case of failure of the other APN channel

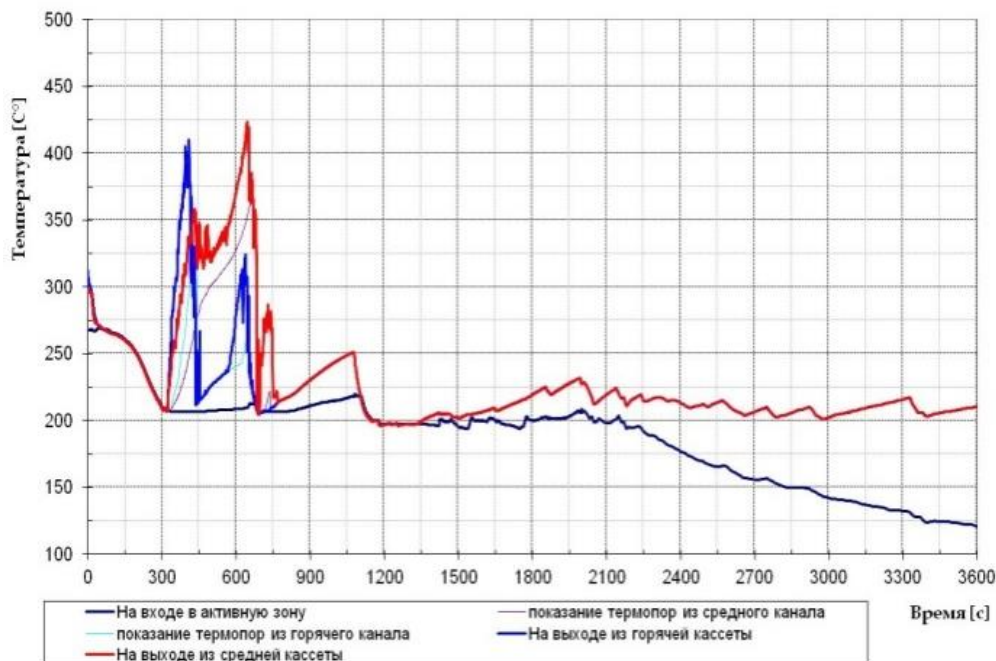


Рисунок 7. Температура теплоносителя. Течь из горячей нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 190 мм, в месте подключения одного из каналов АПН ВД при отказе другого канала АПН

Figure 7. Coolant temperature. Leak from the hot leg of the MCP with an equivalent diameter of 190 mm, at the connection point of one of the APN HD channels in case of failure of the other APN channel

Закключение

Проведенный анализ системы аварийного охлаждения активной зоны энергоблока № 2 Армянской АЭС показал, что реализованные ранее модернизации позволили существенно повысить предел максимальной проектной аварии до течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром 100 мм. Однако результаты теплогидравлических расчетов с применением кода RELAP5 выявили ряд критических факторов, ограничивающих эффективность системы при более масштабных течах.

К числу ключевых ограничений относятся:

- неудачная гидравлическая топология врезки трубопроводов аварийной подпитки, приводящая к эффекту «подпитки в течь»;
- задержка в снижении давления до уровня, при котором могут эффективно работать насосы низкого давления;
- высокая зависимость работоспособности САОЗ от состояния одного из каналов электроснабжения и автоматизации.

Показано, что при ряде сценариев, особенно с течами в зоне подключения САОЗ, не обеспечивается достаточное охлаждение активной зоны, что может привести к превышению температурных пределов оболочек ТВЭЛОВ.

В связи с этим при дальнейшем продлении срока эксплуатации блока и в рамках программ повышения безопасности предлагается:

- пересмотр схемы подключения аварийной подпитки с целью исключения возможности подачи охлаждающей жидкости в зону течи;
- усовершенствование логики работы автоматик и повышение автономности каналов управления и питания.

Реализация данных мероприятий позволит повысить устойчивость энергоблока к тяжелым сценариям аварий типа LOCA и обоснованно расширить проектные пределы до течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром 200 мм, обеспечив при этом соблюдение всех приемочных критериев ядерной безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. International Atomic Energy Agency. Final report of the programme on the safety of WWER and RBMK nuclear power plants. Vienna: IAEA, 1999. Available at: <https://www-ns.iaea.org/downloads/projects/archive/wwer-rbm-safety.pdf> (accessed: 14.07.2026).
2. International Atomic Energy Agency. Selected Safety Aspects of WWER-440 Model 213 Nuclear Power Plants. Reference Plant: Bohunice V-2. Vienna: IAEA, 1996. Available at: <https://www.iaea.org/publications/4713/selected-safety-aspects-of-wwer-440-model-213-nuclear-power-plants> (accessed: 14.07.2026).
3. Tuunanen J., Tuomisto H., Raussi P. Experimental and analytical studies of boric acid concentrations in a VVER-440 reactor during the long-term cooling period of loss-of-coolant accidents. *Nuclear Engineering and Design*. 1994;148:217-231. Available at: [https://www.sci-hub.ru/10.1016/0029-5493\(94\)90111-2?ysclid=msczi03tms306456627](https://www.sci-hub.ru/10.1016/0029-5493(94)90111-2?ysclid=msczi03tms306456627) (accessed: 14.07.2026).
4. Hózer Z. et al. Experimental investigation of the coolability of blocked hexagonal bundles. *Nuclear Engineering and Design*. 2017;317:51-58. Available at: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549317301425?via%3Dihub> (accessed: 14.07.2026).
5. Kral P., Macek J., Meca R. et al. Thermalhydraulic Analyses for Optimization of Hydroaccumulators Parameters in VVER-440. The 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-14), Canadian Nuclear Society, 2011. Available at: https://www.researchgate.net/publication/263673505_Thermal_Hydraulic_Analyses_for_Optimization_Hydroaccumulator_Parameters_in_VVER-440 (accessed: 14.07.2026).
6. Поваров В.П., Федоров А.И., Витковский С.Л. Некоторые аспекты повторного продления срока эксплуатации реакторной установки с ВВЭР-440 на примере энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2019;2:91-104. <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.08>
Povarov V.P., Fedorov A.I., Vitkovsky S.L. Some aspects of the VVER-440 reactor plant life re-extension: a case study of the Novovoronezh NPP Unit 4. *Nuclear Energy and Technology*. 2019;5(3):249-256. Available at: <https://doi.org/10.3897/nucet.5.46380>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Григорян А.Р. – разработка концепции исследования, и параметризация схемы, выполнение исследовательских работ, обработка результатов, формирование текста статьи;
Геворгян А.А. – разработка методических основ исследования.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Grigoryan A.R. – research concept development and scheme parameterization, research work, processing of results, drafting the text of the article;
Gevorgyan A.A. – development of the methodological foundations of the study.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без дополнительных источников финансирования.

FUNDING:

No additional funding.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Артур Рубикович Григорян, главный инженер, «Армянская атомная электростанция», г. Мецамор, Армавирская область, Республика Армения.
e-mail: artur.grigoryan@anpp.am
Арам Ашикович Геворгян, зав. кафедрой «Теплоэнергетики и защиты окружающей среды», Национальный политехнический университет Армении, (НПУА) г. Ереван, Республика Армения.
e-mail: a.gevorgyan@polytechnic.am

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Artur Rubik Grigoryan, Chief Engineer, Armenian Nuclear Power Plant, Metsamor, Armavir region, Republic of Armenia.
e-mail: artur.grigoryan@anpp.am
Aram Ashik Gevorgyan, Head of the Department of Thermal Power Engineering and Environmental Protection, National Polytechnic University of Armenia (NPUA), Yerevan, Republic of Armenia.
e-mail: a.gevorgyan@polytechnic.am

Поступила в редакцию / Received 10.12.2025
После доработки / Revision 21.07.2026
Принята к публикации / Accepted 23.07.2026

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-2026-03-09>

УДК 621.039.003

EDN VSDCMW

Оригинальная статья / Original paper



**Влияние параметров ядерного топливного цикла на экономику
атомных станций малой мощности**

К.Ж. Аусенов, В.А. Карпов, В.В. Харитонов  

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация
 VVKharitonov@mephi.ru

Резюме. Актуальность темы обусловлена развертыванием работ в России и мире по сооружению атомных станций малой мощности (АСММ), в частности, для энергоснабжения центров обработки данных в условиях стремительного роста облачных вычислений и искусственного интеллекта, а также для удаленных районов и для атомного флота. Одним из преимуществ АСММ называют возможность длительной непрерывной работы реактора без перегрузки топлива (до 10 лет и более). Дискретная замена целиком активной зоны реактора через несколько лет его непрерывной работы означает, что затраты на топливо также будут дискретными в отличие от больших энергетических реакторов, в которых частичные перегрузки топлива проводятся каждые 12-18 месяцев, то есть с экономической точки зрения практически непрерывно. В данной работе приведена комплексная аналитическая методика оценки взаимосвязей технологических параметров ядерного топливного цикла (ЯТЦ) водо-охлаждаемых реакторов типа РИТМ и влияния этих параметров на экономику АСММ. Впервые получены аналитические выражения для оценки взаимосвязанных критериев эффективности инвестиций в АСММ (NPV, LCOE, DPP, IRR) при дискретных перегрузках всей активной зоны реактора. Поскольку длительная работа реактора АСММ между перегрузками (5–10 лет) требует более высокого обогащения и выгорания топлива, по сравнению с большими энергетическими реакторами, в статье приведены универсальные аналитические взаимосвязи выгорания, обогащения и тепловой напряженности топлива с топливной кампанией реактора (периодичностью перегрузок), расходом топлива и природного урана, а также стоимостными показателями ключевых технологических переделов, что необходимо для полноценного экономического анализа АСММ. Представленные материалы применимы и для инженерно-экономического анализа энергетических реакторов большой мощности. В статье приведены многочисленные количественные примеры и результаты расчетов рассмотренных экономических критериев АСММ в широком диапазоне технологических параметров ЯТЦ.

Ключевые слова: атомная станция малой мощности, критерии эффективности инвестиций, стоимость электроэнергии, выгорание, обогащение, ядерный топливный цикл, кратность и периодичность перегрузок топлива

Для цитирования: Аусенов К.Ж., Карпов В.А., Харитонов В.В. Влияние параметров ядерного топливного цикла на экономику атомных станций малой мощности. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):93-107. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-09>

For citation: Ausenov K.G., Karpov V.A., Kharitonov V.V. Impact of nuclear fuel cycle parameters on the economics of small-capacity nuclear power plants. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):93-107. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-09>

**Impact of nuclear fuel cycle parameters on the economics
of small-capacity nuclear power plants**

Kumar G. Ausenov, Vladislav A. Karpov, Vladimir V. Kharitonov  

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

 VVKharitonov@mephi.ru

Abstract. The relevance of the topic is determined by the ongoing efforts in Russia and around the world to construct small modular nuclear power plants (SMR), particularly for powering data centers amidst the rapid growth of cloud computing and artificial intelligence, as well as for remote areas and the nuclear fleet. One of the advantages of SMRs is the capability for long-term continuous operation of the reactor without refueling (up to 10 years or more). The discrete replacement of the entire active zone of the reactor after several years of continuous operation means that fuel costs will also be discrete, unlike large power reactors where partial refueling occurs every 12-18 months, which is practically continuous from an economic perspective. This paper presents a comprehensive analytical methodology for assessing the interrelationships of technological parameters of the nuclear fuel cycle (NFC) of water-cooled reactors of the RITM type and the impact of these parameters on the economics of SMRs. For the first time, analytical expressions have been derived to evaluate interconnected investment performance criteria for SMRs (NPV, LCOE, DPP, IRR) under discrete refueling of the entire active zone of the reactor. Since the long operation of SMR reactors between refuelings (5-10 years) requires higher enrichment and burnup of fuel compared to large power reactors, the article provides universal analytical relationships between burnup, enrichment, and thermal stress of the fuel with the reactor's fuel campaign (refueling frequency), fuel consumption, and natural uranium, as well as cost indicators of key technological stages, which are necessary for a thorough economic analysis of SMRs. The presented materials are also applicable for the engineering and economic analysis of large power reactors. The article includes numerous quantitative examples and results of calculations of the discussed economic criteria for SMRs across a wide range of technological parameters of the NFC.

Keywords: small modular reactor, investment efficiency criteria, levelized cost of electricity, burnout, enrichment, nuclear fuel cycle, frequency and duration of fuel transfers

Введение

Актуальность темы обусловлена развертыванием работ в России и мире по сооружению атомных станций малой мощности (АСММ) с установленной электрической мощностью реакторов менее 300 МВт, называемых по классификации МАГАТЭ малыми модульными реакторами – Small Modular Reactor [1-8]¹. Различные варианты АСММ рассматриваются как перспективные безуглеродные источники электроэнергии для энергоснабжения центров обработки данных (ЦОД) в условиях стремительного роста облачных вычислений, искусственного интеллекта и GPU-инфраструктуры (графических процессоров для ускорения параллельных вычислений). По некоторым оценкам [4], в 2023 г. по всему миру ЦОД потребляли электроэнергию в количестве 300-380 ТВт·ч (такое количество электроэнергии производят за год 30-40 реакторов типа ВВЭР-1200), а в перспективе в 2030 г. для ЦОД потребуется более 1000-2000 ТВт·ч/год. В ряде публикаций реакторы АСММ рекламируют как более дешевые, быстрые в строительстве и простые в финансировании по сравнению с традиционными крупными реакторами. Среди важных особенностей и преимуществ

АСММ называют возможность длительной непрерывной работы реактора без перегрузки топлива (до 10 лет и более²) [9-12], тогда как большие энергетические реакторы останавливаются на перегрузку топлива каждые 12-18 месяцев. Однако следует признать, что доказательная база в области экономики АСММ практически отсутствует [8]. Поэтому цель настоящей работы заключается в создании аналитической методики для расчетов критериев эффективности инвестиций в АСММ с учетом взаимосвязей между основными характеристиками ЯТЦ (периодичностью перегрузок топлива, его выгоранием, обогащением и тепловой напряженностью, расходом топлива и природного урана, стоимостными показателями ключевых технологических переделов) в широком диапазоне технологических параметров применительно к реакторам типа ВВЭР/PWR/BWR, включая АСММ.

Методология и методы

Аналитический метод расчета критериев эффективности инвестиций в АСММ при дискретной замене (перегрузке) активной зоны. Согласно рекомендациям UNIDO³ [13,14], главным микроэкономиче-

¹ В аналитической работе [6] авторы тенденциозно не упоминают деятельность России на рынке строительства новых АЭС, в том числе АСММ.

² Реактор A1B тепловой мощностью $Q=700$ МВт для авианосцев США может работать без замены топлива в течение 50 лет.

³ UNIDO – организация по промышленному развитию при ООН.

ским критерием эффективности инвестиций служит чистый дисконтированный доход NPV (Net Present Value), представляющий собой накопленную (суммированную) дисконтированную прибыль за весь период жизненного цикла проекта. Инвестиционный анализ проекта начинается с самой важной и трудной финансово-экономической задачи – с прогнозирования денежных потоков, схематично показанных на рисунке 1, на примере одноблочной АСММ с длительностью жизненного цикла $T_{ж} = T_C + T_{э} + T_D$ (лет), состоящего из трех основных периодов: сооружения T_C , эксплуатации $T_{э}$ и вывода из эксплуатации (де-комиссии) T_D .

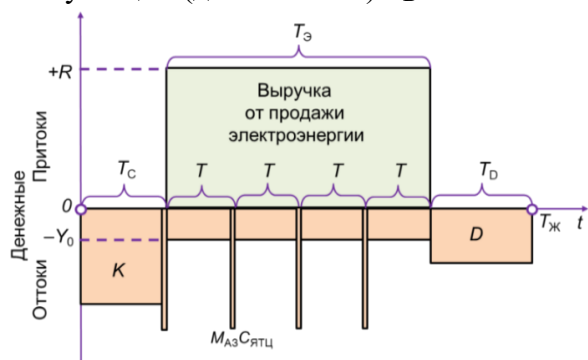


Рисунок 1. Схема денежных потоков (притоков и оттоков) на разных стадиях жизненного цикла одноблочной АСММ с дискретными топливными затратами каждые T лет между перегрузками топлива

Figure 1. Diagram of cash flows (inflows and outflows) at different stages of the life cycle of a single-block ISMM with discrete fuel costs every T years between refueling

При математическом определении NPV в обстоятельной работе авторов [14] предполагалось, что все денежные потоки (капитальные, эксплуатационные и декомиссионные затраты и выручка) являются непрерывными функциями времени на соответствующих этапах жизненного цикла проекта. Такой подход для реакторов большой мощности (как и для других инвестиционных проектов) приемлем, поскольку периодическая перегрузка части топлива (для компенсации выгорания топлива) производится каждые 12-18 месяцев с остановкой реактора на 3-4 недели⁴. Однако, в ряде проектов

реакторов для АСММ, в отличие от больших реакторов, предполагается длительная работа реактора в течение нескольких лет T (до 10 лет и более) без частичных перегрузок топлива, а с полной заменой (перегрузкой) сразу всей активной зоны [9-12]. То есть, за проектное время эксплуатации реактора АСММ $T_{э} \approx 50-60$ лет произойдет ограниченное количество $m = T_{э}/T$ замен активной зоны ($m = 5-10$ при $T_{э} = 50$ лет и $T = 5-10$ лет). В этом случае (дискретных замен целиком активной зоны реактора) затраты на топливо также будут дискретными, а не непрерывными функциями времени. Новый «дискретный подход» к расчету главного критерия эффективности инвестиций – чистого дисконтированного дохода NPV проекта АСММ – приведен ниже.

В общем случае, как показано авторами в работе [14] и на рисунке 1, положительный ежегодный денежный приток R_t (руб./год) возникает только на стадии эксплуатации ($t \geq T_C$) благодаря выручке от продажи электроэнергии (Revenue). На всех стадиях жизненного цикла возникает ежегодный отрицательный денежный отток C_t (затраты, Costs, руб./год), который для вышеназванных периодов жизненного цикла обозначен как капитальные затраты K_t (руб./год), эксплуатационные затраты Y_t (руб./год), затраты на вывод реактора из эксплуатации D_t (декомиссию, руб./год). Эксплуатационные затраты обычно разделяют на операционные Y_0 и топливные Y_T : $Y_t = Y_0(t) + Y_T(t)$. Если дисконтировать денежные потоки относительно начала эксплуатации энергоблока (окончания сооружения) T_C и воспользоваться экспоненциальным коэффициентом дисконтирования $\exp(-r(t-T_C))$, что характерно для непрерывных денежных потоков при ставке дисконтирования r , выражение для NPV , согласно рекомендациям UNIDO, получим в виде выражения (1):

$$NPV = \int_{t=0}^{T_{ж}} (R_t - C_t) e^{-r(t-T_C)} dt = e^{rT_C} \int_{t=0}^{T_{ж}} (R_t - C_t) e^{-rt} dt = NPV_0 e^{rT_C} > 0. \quad (1)$$

Здесь NPV_0 – чистый дисконтированный доход при дисконтировании денежных потоков

⁴ Топливо для перегрузки энергетических реакторов заказывается за 2 года и более, поэтому в первом приближении топливные затраты можно рассматривать как непрерывные.

от начала проекта ($t=0$), а не от начала эксплуатации.

В связи с выгоранием делящихся нуклидов в топливе приходится проводить периодическую перегрузку топлива каждые T лет. Отношение массы урана в активной зоне M_{AZ} к массе перегружаемого урана M называют кратностью перегрузок топлива $n=M_{AZ}/M=N_{AZ}/N$, где N_{AZ} – количество тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне, N – количество перегружаемых ТВС. В рассматриваемых реакторах для АСММ перегружается целиком активная зона каждые $T>3$ лет, поэтому кратность перегрузок $n=1$. В таком случае топливные затраты с учетом их дискретности представим в виде суммы дельта-функций, равных нулю всюду, кроме моментов времени замены топлива, выражение (2):

$$Y_T(t) = K_T[\delta(t - T_C) + \delta(t - (T_C + T)) + \dots + \delta(t - (T_3 - T))]. \quad (2)$$

Здесь обозначено $K_T=M_{AZ}C_{ЯТЦ}$ – затраты на топливную загрузку активной зоны, равные произведению массы урана в активной зоне M_{AZ} на стоимость ядерного топливного цикла $C_{ЯТЦ}$ в расчете на 1 кг урана в топливе (руб./кгU). Для постоянных денежных потоков в каждом периоде жизненного цикла проекта, как на рисунке 1, имеем $K_t=K/T_C$, $Y_0(t)=Y_0$, $D_t=D/T_D$, где K и D – полные суммарные капитальные⁵ и де-комиссионные затраты, соответственно (руб.). Подставляя эти выражения в (1) и разбивая интеграл на три части в соответствии с тремя периодами жизненного цикла проекта АСММ, получаем в результате интегрирования итоговое новое выражение (3) для главного критерия эффективности инвестиций с учетом дискретности топливных затрат:

$$NPV = -K\varphi_C + \left(\frac{R - Y_0}{r}\varphi_3 - K_T\varphi_T\right) - D\varphi_D = RT_R - Z. \quad (3)$$

⁵ В настоящей работе в капитальные затраты K не включена стоимость первой загрузки активной зоны. Математически ее удобнее отнести к топливным затратам. Стоимость первой загрузки активной зоны логично включать в капитальные затраты, учитывающие все те затраты, без которых создание и пуск реактора невозможны. Однако, в рассматриваемом случае реакторов АСММ это не влияет на величину NPV и других вытекающих из NPV критериев.

В этом выражении $T_R=\varphi_3/r \leq T_3$ – дисконтированный период накопления прибыли, равный периоду эксплуатации энергоблока T_3 только при $r=0$; Z – сумма всех отрицательных слагаемых, представляющая собой суммарные приведенные затраты за время жизненного цикла (руб.). Безразмерные коэффициенты приведения φ_i отражают влияние ставки дисконтирования и длительности i -периода жизненного цикла на его вклад в величину NPV (рис. 2 и 3), выражения (4) и (5):

$$\varphi_C = \frac{1}{K} \int_{t=0}^{T_C} K_t e^{-r(t-T_C)} dt = \frac{e^{rT_C}-1}{rT_C} \geq 1; \quad (4)$$

$$\varphi_3 = 1 - e^{-rT_3} \leq 1; \quad \varphi_T = \frac{1 - e^{-rT_3}}{1 - e^{-rT}} > 1;$$

$$\varphi_D = e^{-rT_3} \frac{1 - e^{-rT_D}}{rT_D} \leq 1. \quad (5)$$

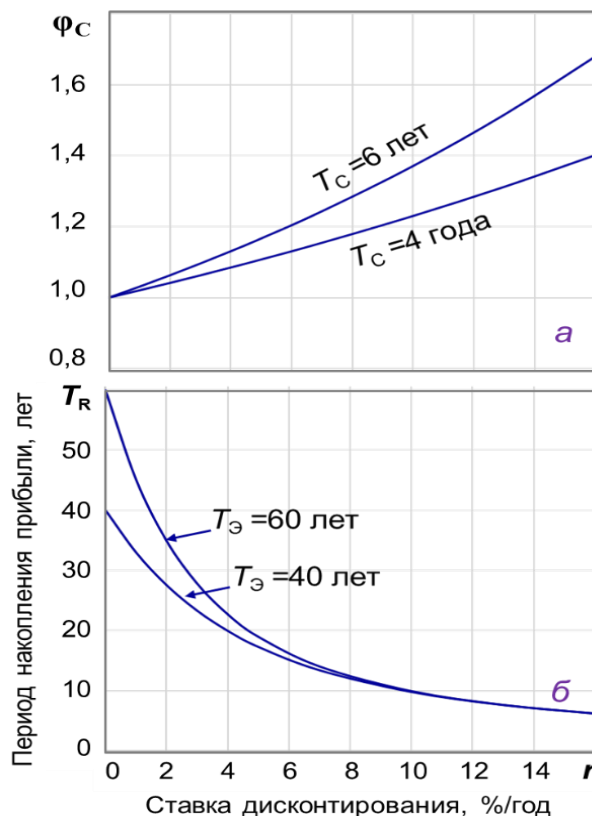


Рисунок 2. Влияние ставки дисконтирования $r=0-16$ %/год на коэффициент приведения φ_C (а) при длительности сооружения энергоблока $T_C=4-6$ лет и на период накопления прибыли $T_R=\varphi_3/r$ (лет) при длительности эксплуатации $T_3=40-60$ лет (б). Расчет по формулам (4) и (5)

Figure 2. The effect of the discount rate $r=0-16$ %/year on the present value factor φ_C (a) for the duration of power unit construction $T_C=4-6$ years and on the profit accumulation period $T_R=\varphi_3/r$ (years) for the service life of the power unit $T_3=40-60$ years. Calculation using formulas (4) and (5)

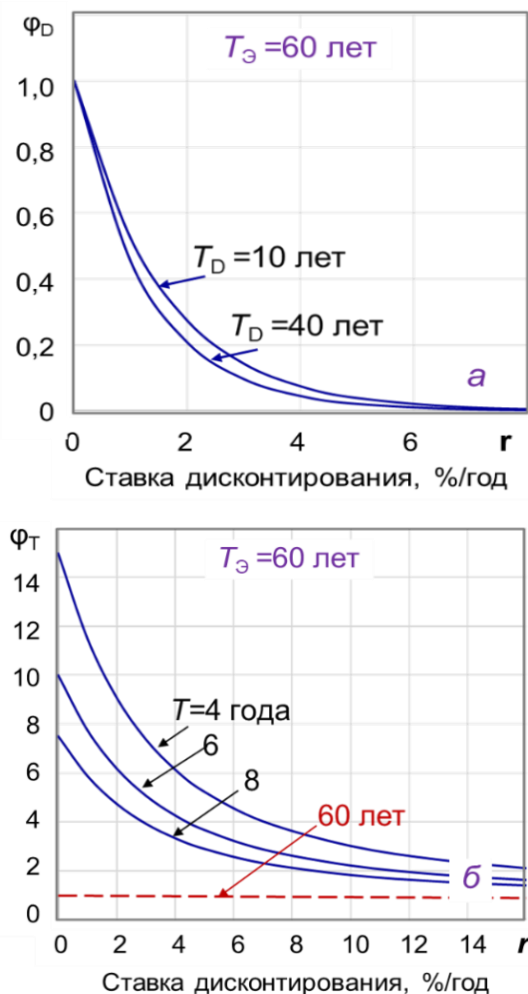


Рисунок 3. Влияние ставки дисконтирования $r=0-16$ %/год на коэффициенты приведения Φ_D (а) и Φ_T (б) при длительности де-комиссии энергоблоков $T_D=10-40$ лет (а) и длительности периода между перегрузками топлива активной зоны $T=4-8$ лет (б).
 Расчет по формулам (5)

Figure 3. The effect of the discount rate $r=0-16$ % per year on the discounting coefficients Φ_D (a) and Φ_T (b) for the duration of power unit decommissioning $T_D=10-40$ years (a) and the duration of the period between fuel reloading of the core $T=4-8$ years (b).
 Calculation according to formulas (5)

При расчете коэффициента приведения дискретных топливных затрат Φ_T использовано свойство дельта-функции:

$$\int_{t=T_C}^{T_C+T_3} \delta(t-x) e^{-rt} dt = e^{-rx}$$

и суммы геометрической прогрессии:

$$1 + e^{-rT} + e^{-r2T} + \dots + e^{-r(T_3-T)} = \frac{1 - e^{-rT_3}}{1 - e^{-rT}} \equiv \Phi_T.$$

Например, при $T_C=T=5$ лет, $T_3=60$ лет, $T_D=20$ лет и $r=7$ %/год из выражений (4) и (5) получаем $\Phi_C=1,20$, $\Phi_3=0,985$, $\Phi_T=3,34$ и $\Phi_D=0,0081$. При отсутствии дисконтирования денежных потоков ($r \rightarrow 0$) коэффициенты приведения и накопленная прибыль NPV принимают вид $\Phi_C=\Phi_D=1$, $\Phi_3 \rightarrow rT_3$, $\Phi_T=T_3/T$ (см. рис. 2 и 3), выражение (6):

$$NPV = -K + \left(R - Y_0 - \frac{K_T}{T} \right) T_3 - D. \quad (6)$$

Отношение K_T/T представляет среднегодовые топливные затраты (руб./год).

Как следует из рисунка 2б дисконтированный период накопления прибыли быстро снижается с ростом ставки дисконтирования, что ведет и к резкому снижению накопленной дисконтированной прибыли.

Приведенная стоимость электроэнергии АСММ при дискретных затратах на перегрузку топлива. Для прибыльности проекта необходимо обеспечить $NPV > 0$. Из выражения (3) для главного критерия эффективности инвестиций находим минимальную выручку $R_{\min}$, при которой $NPV=0$, выражение (7):

$$R_{\min} = Z \frac{r}{\Phi_3} = AK + (Y_0 + A_T K_T) + aD \quad (7)$$

В этом выражении размерные коэффициенты $A=r\Phi_C/\Phi_3$ и $A_T=r\Phi_T/\Phi_3$ имеют смысл дисконтированных норм амортизации (1/год) капитальных затрат и затрат на топливную загрузку активной зоны, соответственно, а параметр $a=r\Phi_D/\Phi_3$ – дисконтированной нормы отчислений в резервный фонд под вывод АЭС из эксплуатации (1/год). Так, при $T_C=T=5$ лет, $T_3=60$ лет, $T_D=20$ лет и $r=7$ %/год имеем $A=8,5$ %/год, $A_T=23,4$ %/год, $a=0,06$ %/год. При отсутствии дисконтирования денежных потоков имеем $A=a=1/T_3=1,67$ %/год, $A_T=1/T=20$ %/год. То есть, с ростом ставки дисконтирования возрастают нормы амортизации $A > 1/T_3$ и $A_T > 1/T$, а норма отчислений в резервный фонд под де-комиссию a , наоборот, уменьшается до менее 1-2 %/год при длительных периодах эксплуатации

и де-комиссии вследствие дисконтирования отдаленных денежных потоков⁶.

К числу важнейших критериев экономической конкурентоспособности электростанций принято относить так называемую **приведенную (дисконтированную) стоимость электроэнергии LCOE** (Levelized Costs of Electricity) [14-18]. Величина *LCOE* – это такая среднегодовая минимально допустимая стоимость отпускаемой электроэнергии, при которой проект окупается только в конце жизненного цикла энергоблока. Чем меньше *LCOE* по сравнению с реальной ценой на рынке электроэнергии, тем экономически выгоднее проект АСММ. Для одно-продуктовой АСММ, продающей только электроэнергию в количестве *E* (МВт·ч/год) по цене *C_E* (руб./МВт·ч), выручка составит *R=EC_E*. Минимальная цена отпускаемой электроэнергии, соответствующая минимальной выручке (7), и есть приведенная стоимость электроэнергии АСММ, выражение (8):

$$LCOE = \frac{R_{\min}}{E} = \frac{AK + (Y_0 + A_T K_T) + aD}{E}. \quad (8)$$

Согласно (7) числитель выражения (8) прямо пропорционален полным приведенным (дисконтированным) затратам *Z* на всех трех этапах жизненного цикла проекта АСММ (строительство, эксплуатация и де-комиссия), а знаменатель *E* представляет производительность АСММ, то есть среднегодовое количество продаваемой электроэнергии (МВт·ч/год). Выражение (8) для *LCOE* с учетом дискретных затрат на полную перегрузку топлива активной зоны реакторов АСММ включает 3 составляющих в явном виде: капитальную (амортизационную) *AK/E*, эксплуатационную в виде суммы операционной *Y₀/E* и топливной *A_TK_T/E* составляющих, и де-комиссионную *aD/E*. С ростом ставки дисконтирования вместе

с ростом норм амортизации *A* и *A_T* растет и стоимость электроэнергии от минимального значения (9):

$$LCOE_{\min} = \frac{1}{E} \left(\frac{K+D}{T_3} + Y_0 + \frac{K_T}{T} \right), \quad (9)$$

соответствующего *r=0*.

Внутренняя норма доходности проекта АСММ. Выражение (3) для *NPV* показывает, что с ростом ставки дисконтирования величина *NPV* почти по гиперболе уменьшается и при некоторой величине *r=IRR*, называемой внутренней нормой доходности, достигает 0. Таким образом, внутренняя норма доходности проекта *IRR* ограничивает сверху величину допустимой ставки дисконтирования (*r<IRR*), но сама всегда ниже предельной величины *IRR₀=(R-Y₀)/K*. При инвестиционных расчетах часто используют в качестве ставки дисконтирования так называемую средневзвешенную стоимость привлекаемого капитала (*WACC*). Однако прежде, чем ее использовать, необходимо убедиться, что *r=WACC<IRR*. В противном случае требуется изменение параметров проекта или поиск источника дешевых кредитов.

Период окупаемости инвестиций в АСММ с дискретными затратами на топливо. В работах [14,17,18] показано, как, анализируя зависимость *NPV* от времени на стадии эксплуатации реактора (*t>T_C*), можно оценить дисконтированный период окупаемости инвестиций *DPP* (Discounted Pay-Back Period), отсчитываемый от начала эксплуатации реактора. Применяя ту же методику, что и в работе [14], получаем аналитическое выражение (10) для дисконтированного периода окупаемости инвестиций (лет) в реактор АСММ при дискретных затратах на перегрузку топлива в явном виде:

$$DPP = -\frac{1}{r} \ln \left(1 - \frac{r\varphi_C}{IRR_0 - r(K_T/K)/(1-e^{-rT})} \right) \quad (10)$$

Период окупаемости, как и стоимость электроэнергии, возрастает с ростом ставки дисконтирования от минимального значения (11):

$$DPP_{\min} = \frac{1}{IRR_0 - K_T/K_T}, \quad (11)$$

соответствующего *r = 0*.

⁶ Малый вклад довольно дорогой де-комиссии в приведенную стоимость электроэнергии АЭС обусловлен сильным дисконтированием отдаленных денежных потоков и означает, что можно накопить за длительный период эксплуатации АЭС необходимую денежную сумму для де-комиссии, если ежегодно сумму *aD* инвестировать с доходностью не ниже ставки дисконтирования

Таким образом, в настоящей работе впервые получены аналитические выражения (3,7,8,10) для оценки базовых микроэкономических критериев эффективности инвестиций (NPV, Z, Rmin, LCOE, DPP) в реакторы АСММ при дискретных затратах на перегрузку топлива активной зоны.

Результаты расчета критериев эффективности инвестиций в АСММ. Для расчета использованы исходные данные (табл. 1), близкие к параметрам проекта реактора РИТМ-200Н [17,18]. Важно отметить, что экономические параметры АСММ представлены в литературе крайне скудно, поэтому в настоящей работе они носят оценочный характер. Для реакторов АСММ в силу масштабного фактора можно ожидать

удельные капитальные затраты выше, чем для больших реакторов. Следуя данным [17,18] для водо-охлаждаемых реакторов типа РИТМ принимаем в качестве первого приближения $K/W=6\pm 2$ тыс. долл./кВт. Операционные расходы, включающие эксплуатацию, фонд оплаты труда, техническое обслуживание, физическую защиту, страхование и налоги, принимаем в виде $Y_0/E=13\pm 6$ долл./МВт·ч. Результаты расчетов $LCOE$ и DPP , представленные на рисунке 4, показывают высокую чувствительность этих критериев к ставке дисконтирования. Как видно стоимость электроэнергии АСММ превышает 50 долл./МВт·ч, а период окупаемости превышает 11-25 лет от начала эксплуатации.

Таблица 1. Инженерно-физические и экономические параметры водо-водяного реактора АСММ (аналог реактора РИТМ-200Н). Источник: оценки авторов по данным [9-12,17,18]

Table 1. Engineering, physical, and economic parameters of the ASMM water-cooled reactor (an analogue of the RITM-200N reactor). Source: authors' estimates based on data from [9-12,17,18]

№ п/п	Наименование параметра	Величина параметра
1.	Установленная электрическая мощность, W	55 МВт
2.	Установленная тепловая мощность, Q	190 МВт
3.	КПД цикла (брутто), $\eta=W/Q$	29%
4.	Коэффициент использования установленной мощности, КИУМ	0,8
5.	Среднегодовое производство электроэнергии, $E=W \cdot \text{КИУМ} \cdot 8760^*$	0,385 ТВт·ч/год
6.	Выгорание топлива (в энергетических единицах), B	104 МВт·сут/кгU
7.	Выгорание топлива (в относительных единицах), $B_0=B/\lambda^{**}$	10,8%
8.	Среднее обогащение топлива, x	15%
9.	Среднегодовой расход топлива, $P=365 \cdot \text{КИУМ} \cdot Q/B^*$	533 кгU/год
10.	Масса урана в топливе активной зоны, M_{A3}	3,2 тU
11.	Масса ^{235}U в активной зоне, $M_5=xM_{A3}$	480 кгU
12.	Среднегодовой расход природного урана, $F=P(x-y)/(c-y)^{***}$	15,4 тU/год
13.	Средняя тепловая напряженность топлива, $q=\text{КИУМ} \cdot Q/M_{A3}$	47,5 кВт/кгU
14.	Кампания реактора (время работы между перегрузками топлива), $T=B/nq$ при кратности перегрузок $n=1$	6 лет
15.	Энергоресурс топлива (производство тепла за кампанию реактора), $\Xi=QT=24BM_{A3}$	8 ТВт·ч
16.	Капитальные затраты, K	330 млн долл.
17.	Операционные затраты, Y_0	4 млн долл./год
18.	Стоимость тепловыделяющей сборки, $C_{\text{ТВС}}$	15 тыс долл./кгU
19.	Стоимость обращения с ОЯТ, $C_{\text{ОЯТ}}$	2 тыс долл./кгU
20.	Затраты на ядерный топливный цикл, $C_{\text{ЯТЦ}}=C_{\text{ТВС}}+C_{\text{ОЯТ}}$	17 тыс долл./кгU
21.	Стоимость топлива активной зоны, $M_{A3}C_{\text{ЯТЦ}}$	54,4 млн долл.
22.	Расход природного урана за кампанию реактора, $PT(x-y)/(c-y)^{***}$	93 тU
23.	Примечания: *8760 (час/год) – число часов в году, 365 (сут./год) – число суток в году. $^{**}\lambda = E_f/m_f = 0,83 \cdot 10^{14}$ Дж/кгU = 961 МВт·сут/кгU – теплотворная способность (калорийность) урана ($E_f=202,5$ МэВ без учета 10 МэВ нейтрино, $m_f=235$ а.е.м.) $^{***}c=0,711\%$ – массовая концентрация ^{235}U в природном уране, $y=0,2\%$ – массовая концентрация ^{235}U в отвале разделительного производства	

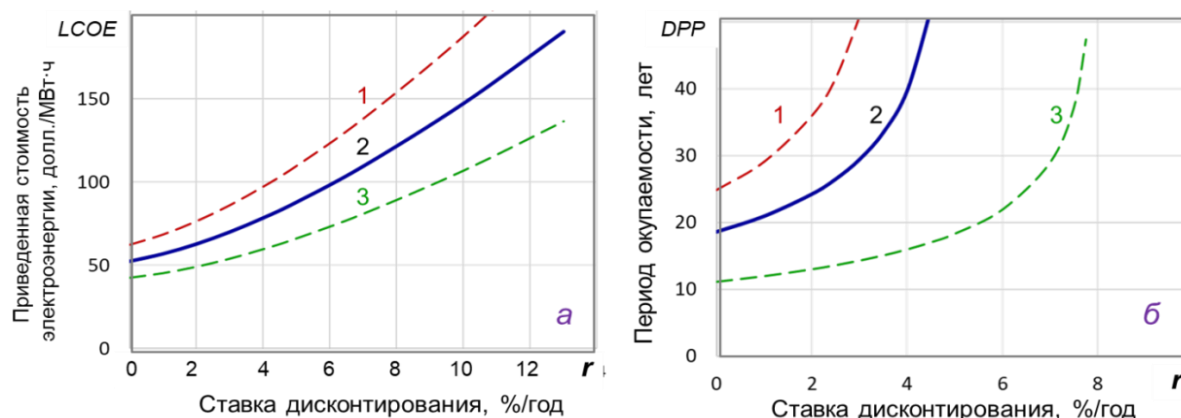


Рисунок 4. Влияние ставки дисконтирования $r=0-13$ %/год на приведенную (дисконтированную) стоимость электроэнергии АСММ LCOE (долл./МВт·ч) (а) и на дисконтированный период окупаемости DPP (лет) от начала эксплуатации энергоблока (б). Расчет по формулам (8) и (10) при топливной кампании $T=6$ лет, капитальных затратах $K=330\pm 110$ млн долл. и операционных затратах $Y_0=4\pm 2$ млн долл./год. Цифры 1 соответствуют максимальным затратам, цифры 3 – минимальным (остальные параметры из таблицы 1)

Figure 4. The effect of the discount rate $r=0-13$ %/year on the present (discounted) cost of electricity for an ASMM LCOE (USD/MWh) (a) and on the discounted payback period DPP (years) from the start of the power unit's operation (b). Calculation using formulas (8) and (10) with a fuel campaign of $T=6$ years, capital expenditures of $K=330\pm 110$ million USD, and operating expenditures of $Y_0=4\pm 2$ million USD/year. Numbers 1 correspond to maximum costs, numbers 3 to minimum costs (the remaining parameters are from Table 1)

Определение стоимости ЯТЦ АСММ

Затраты на дискретную топливную загрузку активной зоны $K_T = M_{A3} C_{ЯТЦ}$ зависят от стоимости ядерного топливного цикла $C_{ЯТЦ} = C_{ТВС} + C_{ОЯТ}$, которая включает стоимость свежей ТВС $C_{ТВС}$ и стоимость обращения с ОЯТ (с облученными ТВС) в расчете на 1 кг урана в топливе (руб./кгU). Стоимость свежего топлива $C_{ТВС} = C_X + C_F$, включающая стоимость обогащенного урана C_X и фабрикации (изготовления) ТВС C_F , отражает экономические отношения промышленных предприятий начальной стадии ЯТЦ, требования разработчиков реактора к рабочим параметрам топлива и учитывают рыночные или договорные цены технологических переделов.

Так, стоимость обогащенного урана учитывает затраты на приобретение природного урана C_U в форме закиси-оксида U_3O_8 и его конверсию C_K в гексафторид урана (UF_6), на работу разделения изотопов урана C_R и на утилизацию обедненного урана C_D , и зависит от обогащения x топлива (массовой концентрации делящегося изотопа уран-235 в составе урана в топливе) согласно известному выражению (12) [14]:

$$C_X = C_F \frac{x-y}{c-y} + C_R \left(\Phi(x) + \Phi(y) \frac{x-c}{c-y} - \Phi(c) \frac{x-y}{c-y} \right) + C_D \frac{x-c}{c-y}, \quad (12)$$

где $C_F = C_U + C_K$ – цена гексафторида природного урана; x и y – массовые концентрации делящегося изотопа уран-235 в обогащенном и обедненном потоках урана раздельного производства (%); $c=0,711\%$ – концентрация урана-235 в природном уране; $\Phi = (1 - 2z) \ln(1/z - 1)$ – разделительный потенциал природного, обогащенного и обедненного урана соответственно ($z = c, x, y$).

По имеющимся данным [19] рыночные цены на продукцию ЯТЦ в 2024 г. составляли $C_U=224$ долл./кгU, $C_K=68$ долл./кгU, $C_R=174$ долл./ЕРР, $C_D \approx 10$ долл./кгU. При таких рыночных ценах стоимость обогащенного урана, согласно (12), составит $C_X=4,3$ тыс долл./кгU при обогащении $x=5\%$ и 15 тыс долл./кгU при $x=15\%$. Отметим, что дробь $(x-y)/(c-y)=F/P$, входящая в выражение (12), характеризует потребность реактора в природном уране F (тU/год) по отношению к потребности в обогащенном уране P (тU/год) (см. табл. 1).

Цены на фабрикацию ТВС и обращение с ОЯТ зависят как от технологии процессов,

так и от обогащения и выгорания топлива, поскольку их увеличение, характерное для реакторов АСММ, ведет к повышению радиоактивности как свежего высокообогащенного топлива, так и, в особенности, ОЯТ из-за большего содержания продуктов деления, что требует дополнительных расходов на поддержание радиационной безопасности. Например, по ранее полученным данным [20], при увеличении глубины выгорания традиционного топлива PWR с 35 до 95 МВт·сут/кгU стоимость фабрикации ТВС возрастает от $C_F = 300$ до 450 долл./кгU, а стоимость обращения с ОЯТ в открытом цикле – от $C_{OAT} = 840$ до 1770 долл./кгU практически пропорционально выгоранию. Эмпирические данные [20] можно аппроксимировать линейными функциями (13) (за неимением других данных):

$$C_F = \gamma \cdot (165 + 3 \cdot B); C_{OAT} = \beta \cdot 18,6 \cdot B. \quad (13)$$

Для традиционного топлива UO_2 согласно [20] коэффициенты $\gamma = \beta = 1$. Так, при $B = 70$ МВт·сут/кгU получаем $C_F = 375$ долл./кгU и $C_{OAT} = 1302$ долл./кгU. Для кандидатов на замену UO_2 в топливе АСММ найти зависимости, аналогичные (13), не удалось. Поэтому коэффициенты $\gamma \approx \beta \leq 2$ будем рассматривать как эмпирические параметры.

Таким образом, выражения (12) и (13) позволяют оценить стоимостные параметры ядерного топлива в зависимости от его обогащения и выгорания, а также от рыночных цен на ключевые переделы ЯТЦ.

Взаимосвязь обогащения, выгорания и кампании топлива. Выше было показано, что фундаментальные критерии эффективности инвестиций в АСММ зависят от ряда важных технологических параметров ЯТЦ, к которым относятся периодичность перегрузок топлива (кампания топлива) T , число перегружаемых ТВС, обогащение и выгорание топлива, расходы топлива и природного урана и др. В доступной литературе практически отсутствует информация о функциональных взаимосвязях всех этих параметров, что не позволяет адекватно оценивать конкурентоспособность АСММ. Поэтому ниже приведены необходимые аналитические вза-

имосвязи между всеми вышеперечисленными технологическими параметрами ЯТЦ, впервые установленные в опубликованных ранее работах [21,22].

Из традиционного определения выгорания ядерного топлива B (МВт·сут/кгU) как количества тепловой энергии, выделившейся при сгорании единицы массы топлива за период использования в реакторе до выгрузки, вытекает известное фундаментальное соотношение (14), применимое ко всем типам реакторов [20-22]:

$$B = nqT. \quad (14)$$

где T – период работы реактора до перегрузки топлива; $n = N_{AZ}/N = M_{AZ}/M$ – кратность перегрузок топлива, выраженная через отношение полного числа тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне к числу перегружаемых ТВС (или к соответствующим массам урана), $q = Q/M_{AZ}$ – средняя тепловая напряженность топлива, равная отношению тепловой мощности реактора Q (МВт) к массе урана в активной зоне M_{AZ} (кгU). Величина q лимитируется условиями охлаждения твэлов и, в частности, запасом до кризиса кипения воды в ТВС. Так, энергетические реакторы типа ВВЭР, PWR, BWR большой мощности (более 400 МВт) обычно работают в 12- или 18-месячных циклах ($T = 330-510$ сут.) с кратностью перегрузок $n = 2-5$ при тепловой напряженности топлива около $q = 40$ кВт/кгU. В реакторах типа РИТМ для АСММ за счет уменьшения диаметра твэлов их тепловая напряженность достигает 48 кВт/кгU (см. табл. 1). Из выражения (14) следует, что в рассматриваемых реакторах АСММ, в которых периодически заменяется целиком активная зона, кратность перегрузок $n = 1$ и $B = qT$.

Вторым фундаментальным положением теории ядерных реакторов служит определение «идеального режима» перегрузок топлива, при котором подпитку реактора осуществляют микродозами свежего топлива с перемешиванием по всему объему активной зоны, то есть, когда $n \rightarrow \infty$ и $T \rightarrow 0$ [21,22]. При конечной кратности перегрузок n достигаемое выгорание B меньше идеального B_∞ согласно выражению (15):

$$B = \frac{n}{n+1} B_{\infty}. \quad (15)$$

В рассматриваемых реакторах АСММ имеем $B \approx B_{\infty}/2$. «Идеальное выгорание» B_{∞} зависит от обогащения топлива x (%) и определяется в результате сложных нейтронно-физических расчетов реактора [20,23,24]. В работах [21,22] на основе обобщения таких расчетов и экспериментальных данных для реакторов типа ВВЭР, PWR, BWR при обогащении топлива $x=2-10\%$ получены ранее не известные простые аналитические взаимосвязи идеального выгорания и обогащения топлива в виде (16):

$$B_{\infty} \approx 14,8 \cdot x \text{ или } x \approx 0,0676 \cdot B_{\infty}, \quad (16)$$

где выгорание измеряется в МВт·сут/кгU, а обогащение в %. То есть, идеальное выгорание топлива является функцией только его обогащения. В публикациях МТИ [24,25] приведена отличающаяся от (16) формула, аппроксимирующая численные расчеты реакторов PWR при обогащениях топлива UO_2 до $x \leq 20\%$, которую можно представить в виде выражения (17):

$$x = 0,41201 + 0,05754 \cdot B_{\infty} + 0,000119685 \cdot B_{\infty}^2 \quad (17)$$

или как $B_{\infty} = 64,635\sqrt{x + 13,419} - 240,38$.

Размерности x и B как и в формуле (16). Как следует из таблицы 2, при обогащениях топлива в диапазоне $x=3-11\%$ отличие в расчетах выгорания по формулам (16) и (17) не превышает 3%. При больших обогащениях расчет по формуле (16) дает более высокие значения выгорания и при $x=20\%$ отличие достигает 11%.

Из выражений (14) и (15) вытекает еще одно важное соотношение между параметрами ЯТЦ (18):

$$B = B_{\infty} - qT. \quad (18)$$

Таким образом, приведенные здесь формально простые выражения (14)-(18) позволяют формировать взаимообусловленный и не противоречивый набор параметров ЯТЦ тепловых реакторов и строить так называемые «сеточные диаграммы» в координатах (B, T) [23,24] для визуализации этих взаимосвязей (рис. 5).

Таблица 2. Зависимость идеального выгорания B_{∞} (МВт·сут/кгU) от обогащения x (%) топлива UO_2 реакторов типа ВВЭР/PWR/BWR. Расчет по формулам (16) и (17)

Table 2. Dependence of ideal burn-up B_{∞} (MW·d/kgU) on UO_2 fuel enrichment x (%) of type reactors VVER/PWR/BWR. Calculation by formulas (16) and (17)

Обогащение x , %	Идеальное выгорание, B_{∞} , МВт·сут/кгU		Различие в %
	По формуле МТИ (17)	По формуле (16)	
2,5	35,0	37,0	5,7
3	43,0	44,4	3,1
4	58,8	59,2	0,74
5	74,0	74,0	-0,04
6	88,9	88,8	-0,10
7	103,4	103,6	0,21
8	117,5	118,4	0,76
9	131,3	133,2	1,4
10	144,8	148,0	2,2
11	158,0	162,8	3,0
12	171,0	177,6	3,9
14	196,1	207,2	5,6
16	220,4	236,8	7,4
18	243,8	266,4	9,3
20	266,5	296,0	11,0

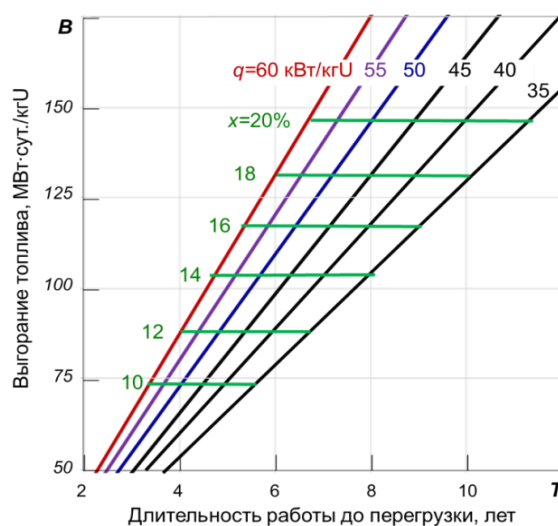


Рисунок 5. «Сеточная диаграмма» взаимосвязей выгорания топлива B (МВт·сут/кгU) реактора типа РИТМ с периодом его непрерывной работы до перегрузки активной зоны T (лет), с обогащением $x=10-20\%$ и тепловой напряженностью топлива $q=35-60$ кВт/кгU. Расчет по формулам (14)-(18) при $n=1$

Figure 5. «Mesh diagram» of the relationships of fuel burn-up B (MW·day/kgU) of a RITM-type reactor with the period of its continuous operation before refueling the core T (years), with enrichment $x = 10-20\%$ and fuel thermal load $q = 35-60$ kW/kgU. Calculation according to formulas (14)-(18) for $n = 1$

Как следует из рисунка 5, для увеличения длительности работы T реактора АСММ между перегрузками активной зоны необходимо увеличивать выгорание топлива B , согласно выражению (14), и уменьшать тепловую напряженность топлива q (за счет увеличения массы урана в активной зоне), чтобы рост выгорания не был излишне высоким. Одновременно необходимо повышать обогащение топлива, что приведет к росту стоимости обогащенного урана и т.п. То есть, изменение одного из параметров ЯТЦ требует адекватного изменения остальных и оценки изменения стоимостных показателей. Из рисунка 5 следует, например, что для работы реактора типа РИТМ в течение 8 лет без перегрузки топлива возможны следующие предельные характеристики топливных загрузок: $14\% \leq x \leq 20\%$,

$35 \leq q \leq 50$ кВт/кгU, $104 \leq B \leq 148$ МВтсут/кгU.

Об эффективной работоспособности взаимосвязей параметров ЯТЦ по формулам (14)-(18) свидетельствует также таблица 3, в которой сравниваются результаты расчетов выгорания (п.п.10-12 в табл. 3) по формуле $B=14,8xn/(1+n)$ с эксплуатационными характеристиками топливных загрузок действующего реактора ВВЭР-1200 на Нововоронежской АЭС при переходе с 12-месячного на 18-месячный топливный цикл [26]. Как видно, отличие расчетных и фактических данных не превышает 3,3%. Не трудно убедиться, что сеточные диаграммы, построенные по формулам (14)-(18) для реакторов ВВЭР и PWR, практически не отличаются от таковых, построенных на основе нейтронно-физических численных расчетов активной зоны [20-24].

Таблица 3. Основные характеристики топливных загрузок базовых 12- и 18-месячных топливных циклов реактора ВВЭР-1200 Нововоронежской АЭС и результаты сравнения расчетных и рабочих величин выгорания топлива [исходные данные из источника [26] (таблицы № 8.8 и 8.12), расчет авторов (п. 10-12) по формулам (14)-(18)]

Table. 3. Basic characteristics of fuel loads of 12- and 18- month fuel cycles for reactor VVER-1200 of Novovoronezh NPP and calculated and operational values of fuel burnout [source data from [26] (tabl. № 8.8 и 8.12), calculation of authors (pp. 10-12) using the following formulas (14)-(18)]

№ п/п	Параметр реактора и ЯТЦ	Величина параметра	
		Для 12-месячного цикла	Для 18-месячного цикла
1	Тепловая мощность реактора Q , МВт	3200	
2	Масса урана в активной зоне M_{A3} , тU	76,59	
3	Тепло-напряженность топлива $q=Q/M_{A3}$, кВт/кгU	41,8	
4	Количество ТВС в реакторе N_{A3}	163	
5	Количество перегружаемых ТВС N	42	72–73
6	Кратность перегрузок $n=N_{A3}/N$	3,88	2,25
7	Длительность работы реактора между перегрузками T , суток	343	496
8	Среднее обогащение топлива x , %	4,79	4,695
9	Среднее выгорание B , МВт·сут/кгU	55,5	48,2
10	Расчет выгорания $B=nqT$ и погрешности	55,5 (+ 0%)	46,6 (– 3,3%)
11	Расчет выгорания $B=14,8xn/(1+n)$ и погрешности	56,4 (+ 1,5%)	48,1 (– 0,2%)
12	Расчет выгорания $B=B_{\infty}-qT$ и погрешности	56,6 (+ 1,9%)	48,7 (+ 1,1%)

Удельный расход природного урана для АСММ. К важным характеристикам ЯТЦ относится также среднегодовой расход природного урана F (кгU/год) в расчете на единицу установленной мощности $W=\eta Q$, выражение (19):

$$\frac{F}{W} = \frac{(x-y)}{(c-y)\eta B} = \frac{(n+1)(x-y)}{n(c-y)\eta B_{\infty}}. \quad (19)$$

Здесь η – КПД-брутто АЭС, $c=0,711\%$ – концентрация урана-235 в природном уране,

$y \approx 0,2\%$ – концентрация урана-235 в обедненном уране обогатительного завода⁷. Для АСММ кратность перегрузок $n=1$, а идеальное выгорание B_{∞} , согласно (16) и (17), почти линейно зависит от обогащения как и числитель в (19), следовательно, при

⁷ Минимальная стоимость обогащенного урана (12) достигается при оптимальной концентрации обедненного урана y_0 , зависящей только от отношения цен $(C_R+C_D)/C_F$ [14]. Если это отношение близко к 1, то $y_0 \approx 0,23\%$.

$x \gg u$ удельный расход природного урана практически не зависит от обогащения топлива АСММ (рис. 6).

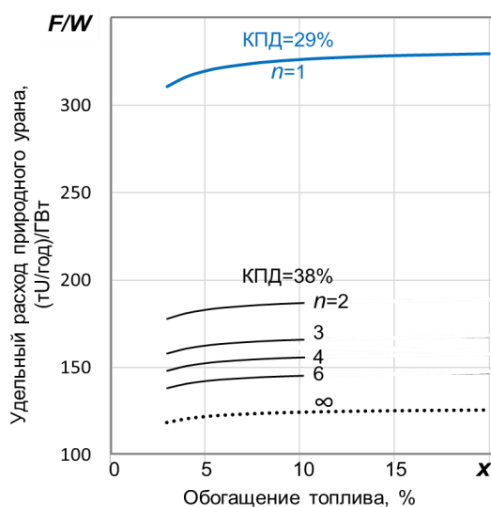


Рисунок 6. Зависимость удельного расхода природного урана F/W , (тU/год)/ГВт, от обогащения ядерного топлива $x=3-20\%$ и кратности перегрузок топлива $n=1-\infty$. Кривая при $n=1$ соответствует АСММ с реактором типа РИТМ при КПД=29%. Остальные кривые относятся к большим энергетическим реакторам типа PWR с КПД=38%. Расчет по формуле (19) при $y=0,2\%$

Figure 6. Dependence of the specific consumption of natural uranium F/W , (kgU/year)/MW, on the enrichment of nuclear fuel $x=3-20\%$ and the fuel reload multiplicity $n=1-\infty$. The curve at $n=1$ corresponds to a MSR with a RITM-type reactor at $\eta=29\%$. The other curves refer to large power reactors of the PWR type with $\eta=38\%$. Calculated using formulas (19) at $y=0.2\%$

Расход природного урана, согласно выражению (19), более чувствителен к КПД преобразования энергии и кратности перегрузок. Как следует из рисунка 6, удельный расход природного урана в реакторе типа РИТМ ($W=55$ МВт, $Q=190$ МВт, $\eta=29\%$, $n=1$) составляет 326-330 (кгU/год)/МВт (при обогащении топлива 10–20%), что практически вдвое превышает удельный расход природного урана в реакторе ВВЭР-1200 ($W=1200$ МВт, $Q=3200$ МВт, $\eta=37\%$, $n=2-4$) при обогащении до 10%.

Таким образом, представленные здесь выражения (12)–(19) позволяют связать все основные технологические параметры ЯТЦ водо-охлаждаемых реакторов и оценить их влияние на экономику АСММ.

Топливная составляющая стоимости электроэнергии АСММ. Согласно выражению (8) топливную составляющую стоимо-

сти электроэнергии АСММ можно представить в виде выражения (20):

$$LCOE_T = \frac{A_T K_T}{E} = \mu \frac{M_{A3}(C_X + C_\Phi + C_{OAT})}{ET} = \mu \frac{C_X + C_\Phi + C_{OAT}}{24\eta B}; \quad \mu = \frac{rT}{1 - e^{-rT}}. \quad (20)$$

Здесь учтено, что $E = \eta Q \Delta t$, $Q/M_{A3} = q$, $B = qT$. Коэффициент 24 (час/сут) учитывает принятую в отрасли размерность выгорания (МВт·сут/кгU). Коэффициент приведения $\mu=1$ при отсутствии дисконтирования ($r \rightarrow 0$) или при непрерывной перегрузке ($T \rightarrow 0$).

Поскольку выгорание и обогащение топлива для АСММ связаны соотношением $B=7,4x$ (или более точным (17) при высоких выгораниях), а стоимости C_Φ и C_{OAT} зависят от выгорания, то числитель и знаменатель (20) можно рассматривать как функции только обогащения или только выгорания.

Как следует из рисунка 7, топливная составляющая стоимости электроэнергии АСММ превышает 20 долл./МВт·ч при периодичности перегрузок активной зоны $T > 2$ лет и растет с увеличением T и ставки дисконтирования, слабо изменяясь в зависимости от тепловой напряженности топлива в характерном для водо-охлаждаемых реакторов диапазоне $q=35-60$ кВт/кгU.

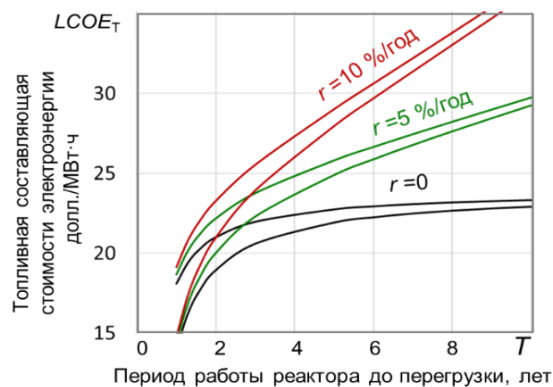


Рисунок 7. Топливная составляющая стоимости электроэнергии $LCOE_T$ (долл./МВт·ч) для АСММ в зависимости от периодичности T (лет) перегрузки активной зоны, от ставки дисконтирования $r=0-10\%$ /год и от тепловой напряженности топлива $q=35$ (нижние кривые) и 60 кВт/кгU (верхние кривые). Расчет по формуле (20) при кратности перегрузок $n=1$

Figure 7. Fuel component of the electricity cost $LCOE_T$ (USD/MWh) for SMRs depending on the reload frequency T (years) of the active zone, on the discount rate $r=0-10\%$ /year and on fuel linear power density $q=35$ and 60 kW/kgU. Calculation using formula (20) for a reload multiplicity of $n=1$

Приведенные на рисунке 7 значения $LCOE_T$ для АСММ при дискретном финансировании перегрузок активной зоны превышают непрерывные топливные затраты реактора типа ВВЭР-1200 в 1,5-2,0 раза.

Заключение

В работе приведена аналитическая методика расчета критериев эффективности инвестиций в АСММ с реактором типа РИТМ во взаимосвязи с основными технологическими параметрами ЯТЦ - обогащением, выгоранием, тепловой напряженностью, периодичностью и кратностью перегрузок ядерного топлива, расходом обогащенного и природного урана.

1. Впервые получены аналитически критерии эффективности инвестиций в АСММ при дискретном финансировании топливных затрат, обусловленных полной перегрузкой топлива активной зоны с периодичностью 5-10 лет. В частности, получены новые выражения для расчета приведенной стоимости электроэнергии АСММ и дисконтированного периода окупаемости инвестиций в условиях дискретности топливных затрат.

2. Приведена новая полуэмпирическая взаимосвязь между основными технологическими параметрами ЯТЦ и показано их влияние на выгорание ядерного топлива – одного из ключевых энергетических и экономических параметров топлива.

3. На основе полученных результатов и построения сеточной диаграммы для ЯТЦ АСММ в координатах «выгорание-периодичность перегрузок» показано, что непрерывная работа реактора типа РИТМ в течение, например, 8 лет без перегрузки топлива возможна в диапазоне выгорания 104-148 МВт·сут/кгU, обогащения 14-20% и тепловой напряженности топлива 35-50 кВт/кгU.

4. Показано, что удельный расход природного урана в реакторах АСММ типа РИТМ (с обогащением топлива 10-20%) превышает 320 кгU/МВт·эл., что почти вдвое больше удельного расхода природного урана в реакторах ВВЭР-1200. Топливная составляющая стоимости электроэнергии АСММ при дискретном финансировании перегрузок активной зоны превышает непрерывные топливные затраты реактора типа ВВЭР-1200 в 1,5-2,0 раза.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Small modular reactors: challenges and opportunities. NEA No. 7560, OECD 2021. 56 p. Available at: https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-03/7560_smr_report.pdf (accessed: 02.07.2026).
2. Advances in small modular reactor technology developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 – IAEA, September 2020. 354 p. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf (accessed: 02.07.2026).
3. Boarin S., Mancini M., Ricotti M., Locatelli G. Economics and financing of small modular reactors (SMRs). Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Woodhead Publishing Series in Energy: Number 64. 2015. Elsevier Ltd. 40 p. Available at: <file:///F:/Downloads/HANDBOOKSMR-OurChapterV01.pdf> (accessed: 02.07.2026).
4. Kamiya G., Coroamă V.C. Data centre energy use: critical review of models and results. March 2025, EDNA – IEA 4E TCP. 72 p. Available at: <https://www.iea-4e.org/wp-content/uploads/2025/05/Data-Centre-Energy-Use-Critical-Review-of-Models-and-Results.pdf> (accessed: 02.07.2026).
5. Журавлев И.Б., Квятковский С.А., Птицын П.Б., Смирнова Л.С. Оценка конкурентоспособности отечественных проектов АСММ в изолированных районах. Москва: Госкорпорация «Росатом», 2023. 238 с. Режим доступа: <https://naukarosatom.ru/results/reports/?ysclid=mseok71b3273473796> (дата обращения: 02.07.2026).
- Zhuravlev I.B., Kvyatkovsky S.A., Ptitsyn P.B., Smirnova L.S. Assessment of the competitiveness of domestic АСММ projects in isolated areas. private institution «Science and Innovation», center for analytical research and development, state corporation «Rosatom», 2023. 238 p. (In Russ.). Available at: <https://naukarosatom.ru/results/reports/?ysclid=mseok71b3273473796> (accessed: 02.07.2026).
6. The path to a new era for nuclear energy. International Energy Agency (IEA). 2025. 99 p. Available at: <https://www.iea.org/reports/the-path-to-a-new-era-for-nuclear-energy> (accessed: 02.07.2026).
7. Смирнова Л.С., Королев С.А. Анализ факторов, важных для комплексного подхода к экономике проектов атомных станций малой мощности. *Атомная энергия*. 2024;137(1-2):3-14. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5410> (дата обращения: 02.07.2026).

Smirnova L.S., Korolev S.A. Critical factors of an integrated approach to the economics of small modular reactors. *Atomic Energy*. 2024;137;1-11. (In Russ.). <https://doi.org/10.1007/s10512-025-01171-6>

8. Kim Ph., Macfarlane A. Challenges of small modular reactors: A comprehensive exploration of economic and waste uncertainties associated with U.S. small modular reactor designs. *Progress in Nuclear Energy*. 2026;190. Available at: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2025.105989> (accessed: 02.07.2026).

9. Петрунин В.В. Реакторные установки для атомных станций малой мощности. *Вестник РАН*. 2021;91(6):528-540. <https://doi.org/10.31857/S0869587321050182>

Petrinin V.V. Reactor installations for small nuclear power plants. *Herald of the RAS*. 2021;91(6):528-540. (In Russ.). <https://doi.org/10.31857/S0869587321050182>

10. Петрунин В.В., Шешина Н.В., Фатеев С.А. [и др.] Научно-технические аспекты создания инновационной реакторной установки РИТМ-200Н для АСММ. *Атомная энергия*. 2023;134;1-2:3-10. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5265> (дата обращения: 02.07.2026).

Petrinin V.V., Sheshina N.V., Fateev S.A. [et al.] Scientific and technical aspects of developing a RITM-200N innovative reactor for SNPPs. *Atomic Energy*. 2023;134(1-2):1-10. (In Russ.). <https://doi.org/10.1007/s10512-023-01020-4>

11. Романов А.И., Папотин В.Ю., Тутуркин М.Ю. Разработка активных зон для АСММ и ПЭБ. Текущее состояние и направления развития. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы*. 2023;5(121):86-111. Режим доступа: <https://vniinm.tvet.ru/upload/iblock/b7d/%D0%92%D0%90%D0%9D%D0%A2%20121%20-%202023.5.pdf?ysclid=msep0vfq6v641790600> (дата обращения: 02.07.2026).

Romanov A.I., Papotin V.Yu., Tuturkin M.Yu. Development of active zones for АСММ and PEB. Current state and development directions. *Materials. Aspects of nuclear science and engineering. Series: Materials Science and New Materials (VANT)*. 2023;5(121):86-111. (In Russ.). Available at: <https://vniinm.tvet.ru/upload/iblock/b7d/%D0%92%D0%90%D0%9D%D0%A2%20121%20-%202023.5.pdf?ysclid=msep0vfq6v641790600> (accessed: 02.07.2026).

12. Брыкалов С.М., Бальбердин А.С., Нырк Д.А., Шешина Н.В., Гущина Е.А. Выбор приоритетного варианта плавучего энергоблока по анализу технико-экономических показателей. *Арктика: экология и экономика*. 2022;12(4):551-558. <https://doi.org/10.25283/2223-4594-2022-4-551-558>

Brykalov S.M., Balyberdin A.S., Nyrkov D.A., Sheshina N.V., Gushchina E.A. Selection of the priority option for a floating power unit based on the analysis of technical and economic indicators. *Arctic: Ecology and Economy [Arktika: ekologiya i ekonomika]*. 2022;12(4):551-558. (In Russ.). <https://doi.org/10.25283/2223-4594-2022-4-551-558>

13. Manual for evaluation of industrial projects. United Nations Industrial Development Organization (UNIDO). Vienna, 1986. 139 pp. Available at: [http://bizplan5.ru/doc/unido/Manual for Evaluation of Industrial Projects.pdf?ysclid=msefbo4315326565850](http://bizplan5.ru/doc/unido/Manual%20for%20Evaluation%20of%20Industrial%20Projects.pdf?ysclid=msefbo4315326565850) (accessed: 02.07.2026).

14. 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

15. Electricity Generation Costs 2025. OGL, UK Government, January 2026. 43 p. Available at: <https://assets.publishing.service.gov.uk/media/696697d19d9b9da37c04c2e4/electricity-generation-costs-report2025.pdf> (accessed: 02.07.2026).

16. Nuclear power economics and structuring. 2024, World Nuclear Association. Published: April 2024, Report No. 2024/001. 56 p. Available at: <https://world-nuclear.org/images/articles/economics-report-2024-April.pdf> (accessed: 02.07.2026).

17. Мичурина Д.А., Семенов Е.В., Харитонов В.В. Об экономической конкурентоспособности малых модульных АЭС с толерантным топливом. *Микроэкономика*. 2025;(4):62-69. DOI: 10.33917/mic-4.123.2025.62-69

Michurina D.A., Semenov E.V., Kharitonov V.V. On the economic competitiveness of small modular nuclear power plants with tolerant fuel. Part 1. *Microeconomics*. 2025;(4):67-69. (In Russ.). DOI: 10.33917/mic-4.123.2025.62-69

18. Семенов Е.В., Харитонов В.В., Мичурина Д.А. Об экономической конкурентоспособности малых модульных АЭС с толерантным топливом. Часть 2. *Микроэкономика*. 2025;(5):13-20. DOI: 10.33917/mic-5.124.2025.13-20

Semenov E.V., Kharitonov V.V., Michurina D.A. About economic competitiveness of Small Modular Reactor with accident tolerant fuel. Part 2. *Microeconomics*. 2025;(5):13-20. (In Russ.). DOI: 10.33917/mic-5.124.2025.13-20

19. АО «Атомэнергпром». Годовой отчет, 2024. 235 с. Режим доступа: <https://atomenergoprom.ru/upload/iblock/9de/grmxnj1vnpfsjldd309y4caw26z9i4ck.pdf> (дата обращения 02.07.2026). рс

JSC «Atomenergoprom». Annual report, 2024. 235 p. (In Russ.). Available at: <https://atomenergoprom.ru/upload/iblock/9de/grmxnj1vnpfsjldd309y4caw26z9i4ck.pdf> (accessed: 02.07.2026).

20. Very High Burn-ups in Light Water Reactors. OECD/NEA No 6224, 2006. Available at: <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/nea6224-burn-up.pdf> (accessed: 02.07.2026).

21. Семенов Е.В., Харитонов В.В. Аналитическая зависимость глубины выгорания от обогащения перспективного топлива и параметров топливной кампании реакторов. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2023;(3)94-105. <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.08>

Semenov E.V., Kharitonov V.V. Analytical Dependence of the Burnup on the Enrichment of Prospective Fuel and the Parameters of the Fuel Campaign of Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023;(3)94-105. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.08>

22. 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: <https://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-01.pdf> (дата обращения: 02.07.2026).

Semenov E.V., Kharitonov V.V. Analytical construction of grid diagrams for burnup of nuclear fuel of different compositions in water-cooled reactors. *Problems of atomic science and technology. Series: Physics of nuclear reactors*. 2024;(1):51-57. (In Russ.). Available at: <https://nrcki.ru/files/pdf/VANT-2024-01.pdf> (accessed: 02.07.2026).

23. Семченков Ю., Павловичев А., Чибиняев А. Близость к сценарию. Перспективы эволюционного развития топлива ВВЭР. *Росэнергоатом (РЭА)*. 2011;10:24-29.

Semchenkov Yu., Pavlovichev A., Chibinyaev A. Closeness to the scenario. Prospects for the evolutionary development of VVER fuel. *Journal of Nuclear Energy*. 2011;10:24-29. (In Russ.).

24. Zhiwen Xu. Design Strategies for Optimizing High Burnup Fuel in Pressurized Water Reactors. Ph.D. dissertation. Massachusetts Institute of Technology, 2003, 305 p. Available at: https://www.researchgate.net/publication/279838782_Design_strategies_for_optimizing_high_burnup_fuel_in_pressurized_water_reactors (accessed: 02.07.2026).

25. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003. Available at: <https://web.mit.edu/nuclearpower/> (accessed: 02.07.2026).

26. Поваров В.П., Голубев Е.И., Жук М.М. Физика реактора ВВЭР-1200 и эксплуатационные вопросы : научно-практическое пособие. Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция». Белгород: Константа; Нововоронеж, 2025. 332 с. Режим доступа: <https://openrepository.mephi.ru/handle/123456789/36946> (дата обращения 02.07.2026).

Povarov V.P., Golubev E.I., Zhuk M.M. Physics of the VVER-1200 Reactor and Operational Issues: Scientific and Practical Guide. Branch of JSC «Rosenergoatom Concern» «Novovoronezh Nuclear Power Plant». Belgorod: Konstanta; Novovoronezh, 2025. 332 p. (In Russ.). Available at: <https://openrepository.mephi.ru/handle/123456789/36946> (accessed: 02.07.2026).

ВКЛАД АВТОРОВ

Аусенов К. Ж. – обзор, визуализация, исследование;
Карпов В. А. – программные средства, исследование;
Харитонов В. В. – методология исследования, редактирование.

AUTHORS' CONTRIBUTION

Aussenov K. G. – review, visualization, investigation;
Karpov V.A. – software tools, research;
Kharitonov V.V. – research methodology, editing.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ

Работа выполнена без дополнительных источников финансирования

FUNDING

No additional funding

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ

Конфликта интересов нет

CONFLICT OF INTEREST

No conflict of interest

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Кумар Жумакумарович Аусенов – Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.
e-mail: kaussenov@mail.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Kumar G. Aussenov – National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.
e-mail: kaussenov@mail.ru

Владислав Андреевич Карпов – Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.
e-mail: vladesen7b53@mail.ru

Vladislav A. Karpov – National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.
e-mail: vladesen7b53@mail.ru

Владимир Витальевич Харитонов – доктор физико-математических наук, профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Заслуженный работник высшей школы, г. Москва, Российская Федерация.
<https://orcid.org/0000-0003-0573-0582>
e-mail: VVKharitonov@mephi.ru

Vladimir V. Kharitonov – Dr. Sci. (Phys. & Math.), Professor at National Research Nuclear University «MEPhI», Honored Worker of the Higher School, Moscow, Russian Federation.
<https://orcid.org/0000-0003-0573-0582>
e-mail: VVKharitonov@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 18.05.2026

После доработки / Revision 07.08.2026

Принята к публикации / Accepted 10.08.2026

**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-2026-03-10>

УДК 621.039.56:004.942

EDN YWNEVI

Оригинальная статья / Original paper



**Этапы реализации системы управления технологическими процессами
на АЭС на основе модели предсказательной аналитики**

А.К. Адаменков¹ , И.Н. Веселова² , А.Е. Дембицкий

¹АО «Атоммашэкспорт», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

²Волгодонский инженерно-технический институт – филиал научного исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

anri_61@mail.ru

Резюме. В статье рассматриваются этапы создания и внедрения системы управления технологическими процессами на атомных электростанциях (АЭС), основанной на модели предсказательной аналитики – Model Predictive Control (MPC). В рамках цифровой трансформации атомной отрасли авторы предлагают комплексный подход, объединяющий технологии промышленного интернета вещей (IIoT), цифровых двойников, предиктивной диагностики и интеллектуальной поддержки оператора. Особое внимание уделяется последовательной реализации этапов: оснащение оборудования интеллектуальными датчиками, формирование цифровых двойников, внедрение предиктивной аналитики на основе методов машинного обучения (в частности, MSET), а также интеграция MPC-моделей для оптимизации управления в реальном времени. Рассматриваются примеры применения подхода к отдельным системам энергоблоков (техводоснабжение, маслоснабжение ГЦН, выдача мощности). Завершающим этапом представлена разработка системы информационной поддержки оператора (СИПО), обеспечивающей визуализацию прогнозов, пояснение решений и снижение когнитивной нагрузки. В заключении подчеркивается, что внедрение MPC-моделей способствует повышению безопасности, надежности и экономической эффективности АЭС. Применение сквозных прогнозных моделей на базе методов машинного обучения позволяет атомной отрасли системно перейти от реактивных стратегий обслуживания к проактивному управлению. Практические референции эксплуатации аналогичных систем информационной поддержки на энергоблоках Нововоронежской АЭС-2 наглядно подтверждают жизнеспособность такого подхода, демонстрируя снижение количества ложных срабатываний технологических защит более чем на двадцать процентов. Таким образом, увязка предиктивной аналитики с контуром MPC закладывает надежный математический фундамент для верификации проектного ресурса и обоснования безопасности элементов АЭС в долгосрочной перспективе.

Ключевые слова: АЭС, предсказательная аналитика, MPC, цифровой двойник, IIoT, предиктивная диагностика, машинное обучение, MSET, система информационной поддержки оператора, цифровая трансформация

Для цитирования: Адаменков А.К., Веселова И.Н., Дембицкий А.Е. Этапы реализации системы управления технологическими процессами на АЭС на основе модели предсказательной аналитики. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):108-116. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-10>

For citation: Adamenkov A.K., Veselova I.N., Dembitsky A.E. Stages of implementation of the process control system at the NPP based on the predictive analytics model. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):108-116. (In Rus). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-10>

**Stages of implementation of the process control system at the NPP
based on the predictive analytics model**

Andrey K. Adamenkov¹ , Irina N. Veselova²  , Artem E. Dembitsky 

¹JSC Atommasheport, Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation

²Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation

Abstract. The article discusses the stages of development and implementation of a process control system at nuclear power plants (NPPs) based on Model Predictive Control (MPC) predictive analytics models. The authors propose a comprehensive approach that integrates Industrial Internet of Things (IIoT) technologies, digital twins, predictive diagnostics, and intelligent operator support within the framework of the digital transformation of the nuclear industry. Particular attention is paid to the sequential execution of stages: equipping equipment with smart sensors, developing digital twins, implementing predictive analytics based on machine learning methods (specifically, MSET), and integrating MPC models to optimize real-time control. Case studies of applying this approach to specific power block systems (essential service water supply, reactor coolant pump oil supply, and power output) are considered. The final stage presents the development of an Operator Information Support System (OISS) that provides forecast visualization, decision explanation, and cognitive load reduction. In conclusion, it is emphasized that the implementation of MPC models contributes to increasing the safety, reliability, and economic efficiency of NPPs. The application of end-to-end predictive models based on machine learning methods allows the nuclear industry to systematically transition from reactive maintenance strategies to proactive management. Practical operational references of similar information support systems at the Novovoronezh NPP-2 power units clearly confirm the viability of this approach, demonstrating a reduction in the number of false trips of technological protections by more than twenty percent. Thus, linking predictive analytics with the MPC loop establishes a reliable mathematical foundation for verifying the design lifetime and justifying the safety of NPP elements in the long term.

Keywords: NPP, predictive analytics, MPC, digital twin, IIoT, predictive diagnostics, machine learning, MSET, operator information support system, digital transformation

Современный этап развития атомной энергетики определяется необходимостью цифровой трансформации, позволяющей осуществить переход от документоцентричности к датацентричности (Big Data). В условиях стратегического курса на повышение безопасности, надежности и экономической эффективности АЭС, а также перехода от реактивного управления к проактивному, вопросы создания интеллектуальных систем управления приобретают особую значимость. В настоящее время на ряде АЭС концерна АО «Росэнергоатом» внедрен ряд ИТ-технологий, которые показывают значительную эффективность¹.

В данной статье рассматривается комплексный подход к поэтапному внедрению системы управления технологическими процессами на атомных электростанциях (АЭС) на основе модели предсказательной аналитики (далее – Model Predictive Control, MPC), объединяющий оснащение оборудования интеллектуальными датчиками, создание циф-

ровых двойников, внедрение предиктивной диагностики с использованием метода MSET, интеграцию MPC-моделей и разработку системы информационной поддержки оператора (СИПО) [1,2].

Целью данной работы является разработка и обоснование комплексного поэтапного подхода к созданию системы управления технологическими процессами АЭС на основе модели предсказательной аналитики (MPC), интегрирующей технологии IIoT, цифровых двойников, предиктивной диагностики на базе MSET и системы информационной поддержки оператора. Задачи исследования:

1) выделить ключевые технологические этапы реализации такого подхода; 2) для каждого этапа идентифицировать основные проблемы и способы их преодоления; 3) показать возможности MPC-моделей на примере трех типовых систем энергоблока².

Научная новизна работы заключается в разработке целостной многоэтапной архи-

¹ На площадке Калининской АЭС обсудили стратегические направления цифровой трансформации электроэнергетики. АО «Концерн Росэнергоатом». URL: <https://www.rosenergoatom.ru/zhurnalistam/news/49327/> (дата обращения: 20.05.2026).

² ИТ-руководитель Росэнергоатома поделился опытом компании в создании системы предиктивной аналитики. АО «Концерн Росэнергоатом». URL: <https://www.rosenergoatom.ru/zhurnalistam/news/44886/?ysclid=mp9dh92gqu456903017> (дата обращения: 21.05.2026).

тектуры управления на основе предсказательной аналитики, адаптированной к требованиям безопасности и эксплуатации АЭС, а также в обосновании возможности использования MSET не только для диагностики, но и для формирования прогнозных входов для MPC-моделей.

Для любой MPC-модели фундаментом являются данные, объем и качество которых, определяет эффективность и самой модели и следующих этапов. Причем в этот объем должны входить как данные о технологическом процессе, так и диагностическая информация о техническом состоянии объекта, рисунок 1: ПоТ – технологии промышленного Интернета вещей; MSET – многомерная оценка состояния; MPC – модель предсказательной аналитики; СИПО – системы информационной поддержки опера-

тора; «_____» – прямые связи; 1 – потоковая передача данных в реальном времени; 2 – эталонные значения, отклонения от эталона, невязки; 3 – прогноз дефектов, оценка запаса времени; 4 – прогнозы, управляющие воздействия, рекомендации, пояснения; 5 – ручная корректировка параметров, перепределение управляющих сигналов; 6 – визуализация, рекомендации, цепочки решений; 7 – управление (через АСУ ТП или прямое воздействие); 8 – фактические параметры, режимы работы; 9 – оптимальные уставки, управляющие сигналы; «_____» – обратные связи; А – оценка работы MPC, оценка качества рекомендаций; В – оценка качества данных; С – адаптация модели – изменение технологических параметров системы; D – интерпретация причин прогнозов.

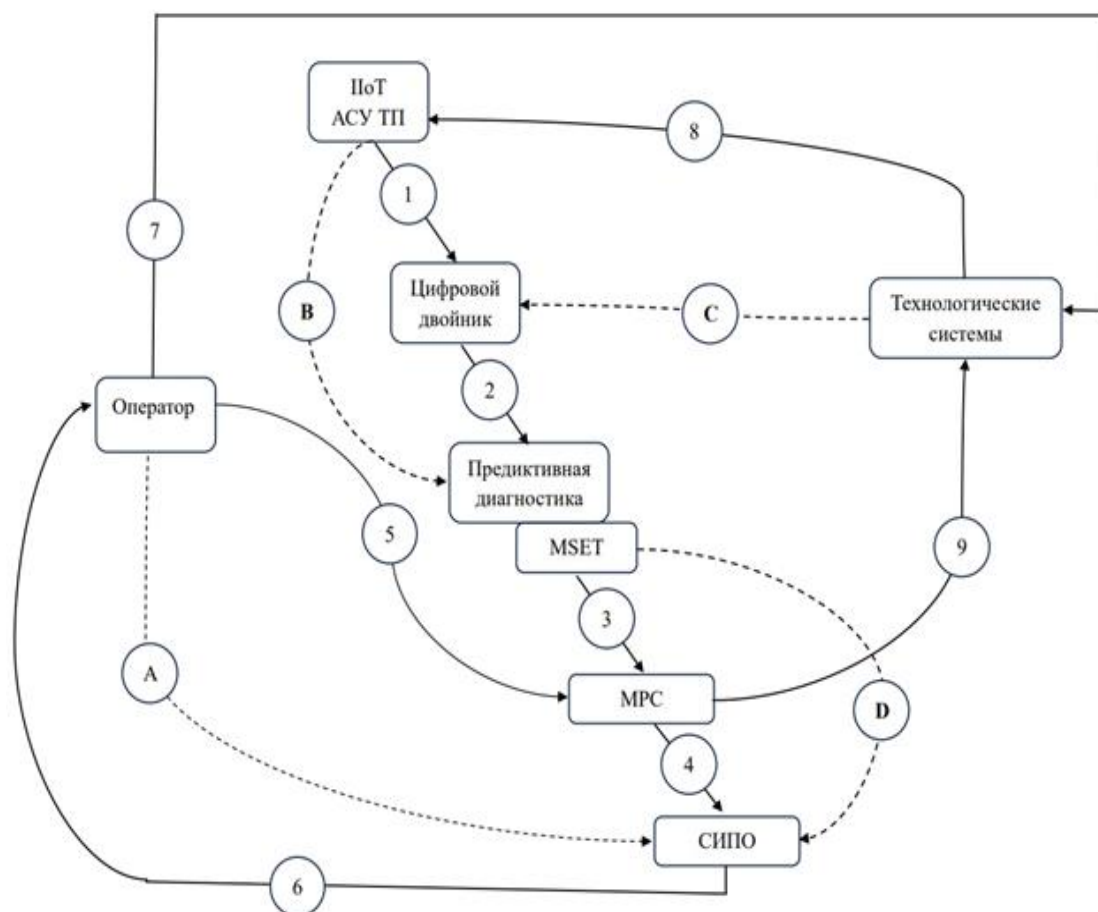


Рисунок 1. Схема внедрения систем управления технологическими процессами на АЭС на основе предсказательной аналитики

Figure 1. Scheme of process control systems implementation at nuclear power plants based on predictive analytics

Все проекты энергоблоков АЭС (действующие и строящиеся) характеризуются значительным объемом измерительных каналов [3,4]. Но, как показывает практика, при реализации МРС-моделей требуется увеличение как количества измерительных каналов, так и их качество: оснащение интеллектуальными датчиками, переход от дискретных замеров к потоковой передаче данных в реальном времени.

Распространенными типами используемых датчиков являются:

- датчики технологических параметров (температура, давление, расход среды в технологических системах, уровень и т.п.);
- датчики состояния оборудования (вибрации, температуры, нагрузки питающей сети, наклона и т.п.);
- датчики контроля параметров окружающей среды (температура, влажность, радиационная обстановка).

Основной проблемой, ограничивающее в настоящее время применение технологии ПоТ является необходимость решения вопросов кибербезопасности на уровне сбора и передачи данных (шифрование, аутентификация). Для защиты данных ПоТ предлагается использование стандартных криптографических протоколов (TLS, IPsec) в соответствии с требованиями ФСТЭК России и рекомендациями МАГАТЭ (серия NR-T-1.26). Все передаваемые данные шифруются, а устройства аутентифицируются на уровне сети [5].

Другим сдерживающим фактором является стоимостной аспект. В связи с этим на первом этапе следует провести анализ существующих информационных каналов и выполнить идентификацию критически важного оборудования (систем). В данном случае возможно опираться на принцип Парето – 80% проблем в работе создают 20% оборудования (систем).

Внедрение технологии ПоТ создаст требуемый объем данных, требуемый для создания и калибровки цифровых двойников оборудования (систем). При этом данные должны поступать, фиксироваться и обрабатываться не только в режиме нормальной эксплуатации оборудования (систем) но и

в переходных режимах и режимах при нарушениях нормальной эксплуатации.

Следующий шаг – создание цифровых двойников (Digital Twin) моделируемых объектов. Для энергоблока АЭС – это виртуальные копии оборудования или системы, которые обновляются в режиме реального времени на основе данных, поступающих от системы ПоТ. Двойник является связью между физическими и цифровыми объектами, позволяя при этом, анализировать, моделировать, прогнозировать и оптимизировать работу реального объекта. Как показано в работах Института проблем управления РАН, оптимальной основой для цифровых двойников являются гибкие моделирующие комплексы, архитектура которых позволяет адаптироваться к различным режимам работы систем энергоблоков и изменениям их эксплуатационных характеристик. Цифровые двойники должны быть построены на основе гибридного моделирования, которое сочетает элементы физического и эмпирического подходов, что позволяет более точно и эффективно описывать сложные процессы (стационарные и переходные режимы эксплуатации), происходящие на АЭС [6].

Реализация цифрового двойника оборудования (системы) позволит осуществлять:

- непрерывное сравнение фактических параметров работы оборудования с эталонными значениями, генерируемыми моделью (как физической (расчетной), так и эмпирической (основанной на архивных данных)) и формировать предупреждения при фиксации невязок;
- выявление несоответствий на ранней стадии, при отклонениях, еще не выходящих за пределы нормальной эксплуатации, и фиксирование дефектов, в этом случае, не по факту достижения уставок, а по изменению динамических характеристик процесса;
- безрисковое тестирование различных сценариев при углубленном понимании работы оборудования (систем).

Решение проблем внедрения цифрового двойника, таких как оснащение мощными серверами для хранения информации, выполнение вычислений и симуляций, валидации для подтверждения адекватности

модели реальным процессам, позволит заложить основу для таких систем, как предиктивная диагностика.

Этап внедрения предиктивной диагностики (аналитики) является логическим продолжением предыдущего. Предиктивная диагностика позволяет перейти от реактивной диагностики – решение уже возникших отклонений, к проактивной – предотвращение их возникновения.

Этап основывается на использовании собранных, с помощью IoT, данных и цифрового двойника для предсказания отказов и неисправностей до их возникновения, что является важным аспектом для обеспечения безопасности и надежности АЭС. Важно отметить, что кроме данных, получаемых системой IoT, модель должна предусматривать загрузку периодических данных, получаемых во время ручных измерений (вибрация, термография, УЗ-измерения, магнитная анизотропия).

На основе автоматического анализа значительных массивов данных (матрица состояния) в реальном времени производится сравнение текущих параметров с профилями режима нормальной эксплуатации. При фиксации отклонений и их локализации определяются перечень параметров, на которые эти отклонения оказывают влияние. По заданному алгоритму рассчитывается «оценка запаса времени» до выхода параметров за пределы безопасных значений с автоматически формированием предупреждения.

Оснащение энергоблока системой предиктивной диагностики позволит:

- добиться снижения количества unplanned простоев энергоблока;
- осуществить переход на стратегию ремонта оборудования по техническому состоянию;
- повысить надежность оборудования как функций вероятности безотказной работы и вероятности срабатывания на требование.

При реализации системы предиктивной диагностики необходимо учитывать ее «болезни», которые аналогичны традиционным:

- минимизация предсказаний несуществующих проблем (ложное срабатывание);

– анализ причин, на основании которых модель выдала прогноз (интерпретируемость).

Кроме того, необходима валидация метода машинного обучения моделей, на которых базируется предиктивная диагностика.

Модель предиктивной диагностики будет являться работоспособной и адекватной только на основе машинного обучения.

Для энергетической отрасли актуально использование технологии машинного обучения, основанной на методе многомерной оценки состояния (Multivariate State Estimation Technique (MSET)) [7]. Метод является последовательным тестом соотношения вероятностей и является алгоритмом для обнаружения аномалий и статистического тестирования. А также является методом нелинейного, непараметрического машинного обучения для обнаружения аномалий, который калибрует ожидаемое поведение системы на основе исторических данных о последовательности работы отслеживаемых сигналов с датчиков при работе оборудования (системы) в режиме нормальной эксплуатации. Разница между предсказанным моделью значением параметра и измеренным является, так называемая невязка, которая является оценкой «разладки» системы.

Для технологических систем АЭС термин «невязка» означает следующее:

- расхождение показаний датчиков – измеренное значение отличается от ожидаемого, что может указывать на проблему с оборудованием или датчиками;
- отклонение от нормативных значений – система считается исправной, если все ее компоненты работают в пределах установленных параметров; отклонение от них свидетельствует о наличии проблемы;
- ошибка алгоритма контроля – алгоритмы обработки сигналов могут допускать погрешности, приводящие к неверным выводам о состоянии системы.

Таким образом, невязка используется для идентификации проблемных зон и принятия соответствующих мер по восстановлению работоспособности оборудования (системы). Для каждой конкретной ситуации необходимы дополнительные исследования

и диагностика, чтобы определить причины и устранить последствия.

Применение метода MSET характеризуется следующими положительными аспектами для АЭС:

- раннее обнаружение (предиктивная диагностика) – способность фиксирования зарождающихся дефектов на стадии «работоспособного» состояния, когда штатные АСУ ТП отклонения еще не фиксируют;

- работа с «шумом» – метод устойчив к случайным колебаниям данных и использует чувствительные статистические тесты, что позволяет снизить количество ложных срабатываний;

- «виртуальный датчик» – при выходе из строя физического датчика или начала формирования некорректных показаний, MSET способен временно замещать его своими оценочными данными, позволяя оборудованию работать до ближайшего ремонта;

- поиск первопричины - анализ невязок помогает определить, какой именно параметр, датчик или процесс дает отклонения;

- использование аналогичных моделей, как и для цифрового двойника, что обеспечивает согласованность между виртуальным представлением объекта и средой тестирования;

- применение для валидации точности моделей, используемых в цифровом двойнике, путем сравнения смоделированных результатов с реальными данными.

При подготовке исходных данных для машинного обучения следует тщательно учесть требования к обучающим выборкам, а именно – достаточности данных, репрезентативности как для режимов нормальной эксплуатации, так и при их нарушении.

Интеграция описанных выше компонентов приводит к возможности создания системы управления нового поколения – Model Predictive Control, улучшенного предсказательной аналитикой (Predictive Analytics Model-Based Control). В отличие от классических PID-регуляторов, такая система не просто реагирует на текущее отклонение параметра, а прогнозирует изменение процесса на некотором горизонте времени и выбирает

управляющее воздействие, оптимизирующее будущее состояние объекта.

Основные преимущества такого подхода заключаются в следующем:

- оптимизация в реальном времени – система рассчитывает при этом оптимальные уставки для нижестоящих регуляторов, учитывая текущее состояние оборудования (диагностика), прогноз развития дефектов (предиктивная аналитика) и технологические ограничения;

- адаптивность – МРС-система способна адаптироваться к изменяющимся характеристикам оборудования. Если цифровой двойник фиксирует ухудшение технологических параметров, модель управления корректируется, чтобы компенсировать это изменение без потери эффективности работы технологической системы;

- упреждающее управление – система может инициировать изменение режимов работы, если прогнозирует, что при сохранении текущих параметров через определенное время возможно достижение критических пределов.

Реализованный этап характеризует переход от реактивного управления к проактивному, когда решения принимаются не постфактум, а на основе научно-обоснованного прогноза развития ситуации.

Очевидно, что в существующих реалиях создание МРС-модели управления энергоблоком АЭС сопряжено со значительными трудностями, как в техническом, так и в экономическом аспекте. Более реальным является разработка и внедрение проектов системы управления ряда технологических систем, таких как система техводоснабжения неответственных потребителей, система маслоснабжения ГЦН, система выдачи мощности [8]. Представляет интерес, в связи с этим, внедрение на энергоблоках предыдущего поколения моделей на основе данных (так называемые *Data-driven models*), которые разрабатываются с использованием алгоритмов машинного обучения (например, регрессия, нейронные сети, деревья решений) на основе больших объемов исторических данных о работе систем (значительные, в настоящее время, архивные данные).

В первом случае МРС-модель будет участвовать в оптимизации процесса поддержания вакуума в конденсаторе турбины и потребления электроэнергии на собственные нужды (циркуляционные насосы).

Управление системой маслоснабжения ГЦН с помощью МРС-модели позволит минимизировать вероятность срабатывания блокировки на отключение насоса, что влечет за собой снижение мощности энергоблока.

В третьем случае модель позволит гибко реагировать на колебания нагрузки в линиях выдачи мощности, в том числе и по требованиям системного оператора (диспетчеризация).

Завершающим этапом реализации МРС-подхода на энергоблоке АЭС является разработка и внедрение современного человеко-машинного интерфейса – системы информационной поддержки оператора (СИПО), решающего задачу предоставления оператору максимально полезной информации за минимальное время.

Иллюстрацией является успешное внедрение СИПО в 2025 году на энергоблоке Нововоронежской АЭС-2, в частности, снижение количества ложных срабатываний на 22% [9].

Реализация СИПО является критически важным и завершающим этапом для успешного внедрения и эксплуатации системы управления на основе модели предсказательной аналитики.

Система решает следующие основные задачи:

- визуализация данных и прогнозов, генерируемых МРС, и рассчитанных ею управляющих воздействиях;

- предоставление рекомендаций и пояснений, сгенерированных МРС сложных решений. При этом система должна показывать всю цепочку решений: отображение – объяснение – последствия – альтернативные варианты;

- эффективная приоритизация предупреждающих сигналов, поступающие от МРС;

- представление соответствующих инструментов для ручной корректировки параметров модели, запуска симуляции или пе-

реопределения управляющих сигналов (с соответствующими ограничениями и действующими процедурами);

- предоставление операторам обратной связи о работе МРС.

Положительные аспекты реализации системы информационной поддержки:

- понятная и своевременная информация помогает операторам быстрее и четче реагировать на изменения и предотвращать инциденты;

- понимание и принятие работы МРС, что позволит более эффективно использовать возможности системы для оптимизации режимов работы АЭС;

- снижение когнитивной нагрузки на оператора, позволяя ему сосредоточиться на принятии стратегических решений, а не на рутинном мониторинге.

Таким образом, СИПО обеспечивает эффективное взаимодействие человека и сложной автоматизированной системы управления энергоблоком АЭС.

Подводя итог, можно утверждать, что внедрение предиктивной аналитики – это не просто дань цифровизации в отрасли, а реальный инструмент, делающий атомную энергетику еще более безопасной, надежной и экономически эффективной. Так, итогом использования моделей предиктивного управления на одном из энергоблоков АЭС концерна «Росэнергоатом» позволило добиться сокращения времени вынужденных остановок примерно на 30%, что привело к увеличению выработки электроэнергии почти на 8%.

Дальнейшее развитие рассмотренных технологий позволит не только повысить безопасность и надежность в атомной электроэнергетике, но и заложить основу для создания полностью цифровых АЭС, где интеллектуальные системы управления и человек работают как единое целое³.

³ В Росэнергоатоме стартовал проект по развитию и тиражированию системы предиктивной аналитики на АЭС страны. АО «Концерн Росэнергоатом». URL: <https://www.rosenergoatom.ru/zhurnalistam/news/43016/> (дата обращения: 02.06.2026).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ/ REFERENCES

1. Zhao Yao, Huo Yujia, Wang Jun, Yu Junhui. Study on online monitoring system technology for safety instruments in nuclear power plants. *Nuclear Power Engineering*. 2021;42(2):183-187. <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2021.02.0183>
2. Wentao Wang, Jinhong Mo, Peiwei Sun, Xinyu Wei. Multivariate model predictive control study of large scale PWR nuclear power plant based on the asymptotic method. *Nuclear Engineering and Technology*. 2025;57(8):103573. <https://doi.org/10.1016/j.net.2025.103573>
3. Дунаев В., Медведовский Е. Системы автоматического управления и контроля для атомных электростанций. *Control engineering Россия*. 2013;3(45):22-31. Режим доступа: https://controleng.ru/wp-content/uploads/ce_46_p22_sistemy_avtomaticheskogo_upravleniya_i_kontrolya_dlya_atomnykh_elektrostantsii.pdf?ysclid=mr3ahl9dfr300788608 (дата обращения: 22.05.2026).
4. Dunaev V., Medvedovsky E.. Automatic control and monitoring systems for nuclear power plants. *Control engineering Russia*. 2013;3(45):22-31. Available at: https://controleng.ru/wp-content/uploads/ce_46_p22_sistemy_avtomaticheskogo_upravleniya_i_kontrolya_dlya_atomnykh_elektrostantsii.pdf?ysclid=mr3ahl9dfr300788608 (accessed: 22.05.2026).
5. Аркадов Г.В., Коцоев К.И., Лазарев Н.А., Павелко В.И., Трыков Е.Л., Трыкова И.В. Предиктивная аналитика и диагностика АЭС. Москва: Наука, 2022. 143 с. Режим доступа: <https://cat.gpntb.ru/index.php?id=EC/ShowFull&bid=7d04c264d3cf9ed9735a84732ec63e7d&irbDb=ESVODT> (дата обращения: 22.05.2026).
6. Arkadov G.V., Kotsoev K.I., Lazarev N.A., Pavelko V.I., Trykov E.L., Trykova I.V. Predictive analytics and diagnostics of nuclear power plants. Moscow: Nauka, 2022. 143 p. (In Russ.). Available at: <https://cat.gpntb.ru/index.php?id=EC/ShowFull&bid=7d04c264d3cf9ed9735a84732ec63e7d&irbDb=ESVODT> (accessed: 22.05.2026).
7. IAEA. Considerations for deploying artificial intelligence applications in the nuclear power industry. IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-1.26. IAEA. 2025. 70 p. <https://doi.org/10.61092/iaea.s6uy-wjt8>.
8. Жарко Е.Ф., Чернышев К.Р. Гибкий моделирующий комплекс как технология создания цифровых двойников АЭС. *Информационные технологии и вычислительные системы*. 2025;2:87-99. Режим доступа: http://www.jitcs.ru/index.php?option=com_content&view=article&id=895 (дата обращения: 25.05.2026). <https://doi.org/10.14357/20718632250208>
9. Jharko E.Ph., Chernyshov K.R. Flexible modeling complex as a technology for creating digital twins of NPP. *Informacionnye tekhnologii i vychislitel'nye sistemy* (Journal of Information Technologies and Computing Systems). 2025;2:87-99. (In Russ.). Available at: http://www.jitcs.ru/index.php?option=com_content&view=article&id=895 (accessed: 25.05.2026). <https://doi.org/10.14357/20718632250208>
10. Sun Yingjie, Peng Minjun. MSET & SPRT-based abnormal condition monitoring technology for nuclear power plants. *Nuclear Power Engineering*. 2015;36(3):57-61. <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2015.03.0057>
11. Адаменков А.К., Сальников А.А., Веселова И.Н., Рясный С.И. Управление риском технологических нарушений АЭС. *Атомная энергия*. 2018;3:147-153. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/583> (дата обращения: 27.05.2026).
12. Adamenkov A.K., Sal'nikov A.A., Veselova I.N., Ryasnyi S.I. Risk management of NPP incidents. *Atomic energy*. 2018;123(3):147-153. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0316-6>
13. Тучков М.Ю., Поваров П.В., Тихонов А.И., Козловский М.Н., Поваров В.П. Использование программной модели энергоблока при оперативной эксплуатации. *Труды НГТУ им. П.Е. Алексеева*. 2022;(2):58-68. Режим доступа: <https://www.nttu.ru/frontend/web/ngtu/files/nauka/izdaniya/trudy/2022/02/2022-02.pdf?v2> (дата обращения: 28.05.2026). https://doi.org/10.46960/1816-210X_2022_2_58
14. Tuchkov M.Yu., Povarov P.V., Tikhonov A.I., Kozlovskiy M.N., Povarov V.P. Use of power unit software model during operation. *Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev*. 2022;(2):58-68. (In Russ.). Available at: <https://www.nttu.ru/frontend/web/ngtu/files/nauka/izdaniya/trudy/2022/02/2022-02.pdf?v2> (accessed: 28.05.2026). https://doi.org/10.46960/1816-210X_2022_2_58

ВКЛАД АВТОРОВ:

Адаменков А.К. – постановка задачи исследования, предоставление данных, участие в разработке статьи;
Веселова И.Н. – обработка данных, написание и редактирование текста статьи;
Дембицкий А.Е. – разработка концепции интеграции предиктивной аналитики в контур управления АЭС, валидация моделей, подготовка финальной версии текста.

AUTHORS CONTRIBUTION:

Adamenkov A.K. – task setting, data provision, participation in article drafting;
Veselova I.N. – data processing, writing and editing of the article;
Dembitsky A.E. – development of the concept for integrating predictive analytics into the NPP control loop, model validation, preparation of the final version of the text.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Андрей Константинович Адаменков, кандидат технических наук, ведущий инженер, АО «Атоммашэкспорт», Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0001-7342-0231>

e-mail: anri_61@mail.ru

Ирина Николаевна Веселова, кандидат технических наук, доцент, Волгодонский инженерно-технический институт-филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация

<https://orcid.org/0000-0001-5867-5690>

e-mail: INVeselova@mail.ru

Артем Евгеньевич Дембицкий, кандидат технических наук, зав. кафедрой атомной энергетики, Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0003-4616-621X>

e-mail: demartev@yandex.ru

FUNDING:

There is no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Andrey K. Adamenkov, Candidate of Technical Sciences, Senior Engineer, AC «Atommasheksport», Volgogradsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-7342-0231>

e-mail: anri_61@mail.ru

Irina V. Veselova, Cand. Sci. (Engin.), Associate Professor, Volgogradsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgogradsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0001-5867-5690>

e-mail: INVeselova@mail.ru

Artem E. Dembitsky, Cand. Sci (Eng), Head of the Department of Atomic Energy, Volgogradsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgogradsk, Rostov region, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0003-4616-621X>

e-mail: demartev@yandex.ru

Поступила в редакцию / Received 29.05.2026

После доработки / Revision 24.07.2026

Принята к публикации / Accepted 28.07.2026

Поздравляем юбиляра!



1 сентября 2026 года свой юбилейный день рождения отметила заместитель главного редактора научно-практического журнала «Глобальная ядерная безопасность» Валентина Анатольевна Руденко – автор множества статей, доктор социологических наук, профессор, Почетный гражданин города Волгодонска, многолетний руководитель и бессменный лидер Волгодонского инженерно-технологического института.

В 1978 году Валентина Анатольевна окончила Новочеркасский политехнический институт по специальности «Химическая технология стекла и ситаллов». С 1979-1982 гг. работала инженером на Коломенском тепловозостроительном заводе, г. Коломна Московской области. С 1983-2000 гг. работала в комсомольских, партийных органах.

В 1991-2000 гг. – преподаватель, заместитель директора по учебной работе Волгодонского техникума энергетического машиностроения. 2000-2008 гг. – доцент, заведующий кафедрой «Социально-гуманитарные дисциплины», заместитель директора Волгодонского института (филиала) Южно-Российского государственного технического университета (Новочеркасского политехнического института).

В 2007 году Валентина Анатольевна защитила докторскую диссертацию на тему «Образование и духовность в современном российском обществе: факторы и вектор диспозиции в процессе системных реформ».

Валентина Анатольевна – автор научных работ в области социологии образования и кадровой политики для атомной отрасли.

Наиболее значимые публикации:

✓ «Инициализация подготовки специалистов для обеспечения развития крупномасштабной безопасной ядерной энергетики». В работе анализируется роль ВИТИ НИЯУ МИФИ в подготовке кадров для АЭС, подводятся итоги мероприятий института по удовлетворению кадровых потребностей атомной отрасли.

✓ «Социокультурные ориентиры современной молодежи по вопросам культуры безопасности в атомной отрасли». Исследование посвящено изучению того, как

у студентов – будущих специалистов отрасли – формируются установки в сфере культуры безопасности.

С 2009-2010 гг. Валентина Анатольевна директор Волгодонского института (филиала) ГОУ ВПО «Южно-Российский государственный технический университет (Новочеркасский политехнический институт), заведующий кафедрой «Социально-гуманитарные дисциплины». С 2010 г. – руководитель Волгодонского инженерно-технического института – филиала федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (ВИТИ НИЯУ МИФИ), заведующий кафедрой «Экономика и социально-гуманитарные дисциплины».

В сентябре 2018 года Валентина Анатольевна была избрана депутатом Законодательного Собрания Ростовской области VI созыва по одномандатному избирательному округу №14.

Трудовая биография Валентины Анатольевны включает разные этапы: работа инженером, партийная деятельность, преподавание и административная работа в вузах и администрациях.

Но ключевой этап – руководство ВИТИ НИЯУ МИФИ. Валентина Анатольевна стояла у истоков создания института и возглавляла его около 17 лет. Именно она определяла долгосрочную стратегию развития института в синхронизации с программами «Росатома», участвовала в стратегическом финансовом планировании; курировала трансформацию образовательных программ под новую национальную модель высшего образования.

Валентина Анатольевна награждена Почетной грамотой Президента РФ, юбилейной медалью «65 лет атомной отрасли России», Благодарственным письмом Губернатора Ростовской области, памятным знаком «80 лет Ростовской области», нагрудным знаком отличия «За вклад в развитие атомной отрасли» (II и I степени), знаком отличия «За заслуги перед атомной отраслью» (III степени), удостоена звания «Почётный гражданин города Волгодонска» (2025).

В настоящее время Валентина Анатольевна является научным руководителем ВИТИ НИЯУ МИФИ. Её задачи сохранились: она продолжает определять стратегию вуза, синхронизируя её с корпоративными задачами атомной отрасли.

Уважаемая Валентина Анатольевна!

Благодаря Вашей настойчивости и упорству 17 лет назад в городе был создан филиал НИЯУ МИФИ – опорного вуза для дивизионов Росатома, представленных в Волгодонске.

Ваш организаторский талант, умение находить компромиссы и единственно правильные решения позволили институту за годы своего существования занять одно из ведущих мест среди филиалов НИЯУ МИФИ.

Ваше беззаветное служение науке и просвещению, трудолюбие, талант и целеустремлённость, Ваш личный вклад в становление и развитие ВИТИ НИЯУ МИФИ трудно переоценить.

Коллектив редакции журнала поздравляет Вас, Валентина Анатольевна, с юбилеем и желает Вам крепкого здоровья, профессионального долголетия, оптимизма и благополучия! Пусть все задуманное обязательно свершится!

АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

Адаменков А.К.	108
Аусенов К.Ж.	93
Буркеев М.З.	27
Веселова И.Н.	108
Внуков Р.А.	26
Воронин И.Д.	50
Геворгян А.А.	82
Гололобов С.М.	50
Гончаров Д.Н.	5
Григорян А.Р.	82
Губинский А.В.	60
Дембицкий А.Е.	108
Ивахин С.В.	50
Кавун О.Ю.	71
Карпов В.А.	93
Кащенко П.В.	5
Колесов В.В.	27
Колотушкин Д.С.	5
Кудинов В.А.	60
Кудратов В.Н.	50
Кускеев И.Ш.	71
Лебедева Е.А.	71
Новиков Г.Г.	50
Плотников Д.А.	50
Припачкин Д.А.	17
Садофьев И.Д.	17
Семенов А.А.	50
Семишин В.В.	71
Соловьев Д.А.	50
Столотнюк Я.Д.	71
Трубицын К.В.	60
Фёдоров К.Ф.	38
Харитонов В.В.	93
Щёголева Д.А.	38
Щукин Н.В.	50

AUTHOR INDEX

Adamenkov A.K.	108
Ausenov K.G.	93
Burkeev M.Z.	27
Dembitsky A.E.	108
Fedorov K.F.	38
Gevorgyan A.A.	82
Gololobov S.M.	50
Goncharov D.N.	5
Grigoryan A.R.	82
Gubinsky A.V.	60
Ivakhin S.V.	50
Karpov V.A.	93
Kashchenko P.V.	5
Kavun O.Yu.	71
Kharitonov V.V.	93
Kolesov V.V.	27
Kolotushkin D.S.	5
Kudinov V.A.	60
Kudratov V.N.	50
Kuskeev I.Sh.	71
Lebedeva E.A.	71
Novikov G.G.	50
Plotnikov D.A.	50
Pripachkin D.A.	17
Sadofev I.D.	17
Semenov A.A.	50
Semishin V.V.	71
Shchegoleva D.A.	38
Shchukin N.V.	50
Solovyev D.A.	50
Stolotnyuk Ya.D.	71
Trubitsyn K.V.	60
Veselova I.N.	108
Vnukov R.A.	27
Voronin I.D.	50

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 Резюме (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 oni-viti@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 p. 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 растворяющих 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>

Электронный адрес редакции 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. *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. *Nuclear safety*. 2024;14(4):55–70. (In Russ.). EDN: SAGHCF. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-04-06>

Nuclear Safety – oni-viti@mephi.ru

Executive Editor – Nadezhda I. Lobkovskaya, +79281883628, NILobkovskaya@mephi.ru