

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ НА БАЗЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА РИТМ-200Н ПРИ ОСВОЕНИИ ГОРНОРУДНЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ МОНГОЛИИ

Часть 2. Безопасность прототипа реакторной установки КЛТ-40С. Характеристики РИТМ-200Н

В. М. Кузнецов¹, В. П. Спиридонов^{2✉}, В. В. Спиридонова³

¹ООО «Группа компаний «ИнтеллектСервис», 115088, г. Москва, Российская Федерация

²Академия Государственной противопожарной службы Министерства РФ по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий,

129366, г. Москва, Российская Федерация

³ВНИИГеосистем ФГБУ «ВНИГНИ», 105118, г. Москва, Российская Федерация

✉ svp-vak@mail.ru

Аннотация. Во второй части¹ приведены возможности использования атомных станций малой мощности при освоении горнорудных месторождений Монголии. Показано, что Монголия располагает значительными запасами природных ресурсов (в том числе урана), позволяющими создать новые предприятия или значительно увеличить объемы производства на уже действующих. Исследован вопрос перспективы развития атомных электростанций малой мощности (АСММ) как важное технологическое направление в экономике Монголии. Установлено, что препятствуют реализации этого потенциала отсутствие достоверной информации о количестве в рудах и концентратах известных месторождений попутных критических металлов, технологические вопросы извлечения и низкая рентабельность производства. В силу территориальной изолированности Монголии между Россией и Китаем, сложных климатических и географических условий, низкой освоенности населением территории и ресурсов страны скорость ее экономического развития имеет невысокие темпы. Определено, что для энергоснабжения и освоения горнорудных предприятий Монголии предлагается использовать атомную электростанцию малой мощности на базе ядерного реактора РИТМ-200Н. Преимущества АСММ для района размещения в Монголии – это высокий коэффициент установленной мощности (КИУМ); снижение выбросов CO₂ при замещении тепловых электростанций; меньший объем финансирования; модульность и массовость производства; снижение удельных капиталовложений и эксплуатационных затрат, а также более быстрое технологическое обучение; повышение конкурентоспособности АСММ.

Ключевые слова: горнорудная промышленность Монголии, энергетика, атомная электростанция малой мощности, ядерный реактор РИТМ-200Н, радиационная и экологическая безопасность, радиоактивные отходы, проектные и запроектные аварии

Благодарность: Исследования проводились с использованием ресурсов Ростехнадзора России.

Для цитирования: Кузнецов ВМ, Спиридонов ВП, Спиридонова ВВ. Перспективы использования атомных станций малой мощности на базе ядерного реактора Ритм-200Н при освоении горнорудных предприятий Монголии: Часть 2: Безопасность прототипа реакторной установки КЛТ-40С. Характеристики РИТМ-200Н. *Маркшейдерия и недропользование*. 2025;25(1):С. 30-44. <https://doi.org/10.56195/2079-3332-2025-25-1-30-44>.

¹Кузнецов ВМ, Спиридонов ВП, Копылов АА, Спиридонова ВВ. Перспективы использования атомных станций малой мощности на базе ядерного реактора РИТМ-200Н при освоении горнорудных предприятий Монголии (Часть 1. Энергетика и георесурсы Монголии). *Маркшейдерия и недропользование*. 2024;6(134):110-18.

PROSPECTS OF USE LOW-POWER NUCLEAR POWER PLANTS BASED ON THE RITM-200N NUCLEAR REACTOR IN THE DEVELOPMENT OF MINING ENTERPRISES IN MONGOLIA

Part 2. Safety of the prototype of the KLT-40S reactor plant. Characteristics of the RHYTHM-200N

V. M. Kuznetsov¹, V. P. Spiridonov^{2✉}, V. V. Spiridonova³

¹LLC «Group of companies Intellectualservice», 115088, Moscow, Russian Federation

²Academy of the State Fire Service Ministry of the Russian Federation for Civil Defense, Emergencies and Elimination of Consequences of Natural Disasters, 129366, Moscow, Russian Federation

³VNIIGeosystem FSBI «VNIGNI», 105118, Moscow, Russian Federation

✉ svp-vak@mail.ru

Abstract. The article presents the possibilities of using low-power nuclear power plants in the development of mining deposits in Mongolia. It is shown that Mongolia has significant reserves of natural resources, including uranium, which makes it possible to create new enterprises or significantly increase production volumes at existing ones. The issue of prospects for the development of low-power nuclear power plants (ASMM) as an important technological direction in the economy of Mongolia is investigated. It has been established that the lack of reliable information on the amount of associated critical metals in ores and concentrates of known deposits, technological issues of extraction and low profitability of production hinder the realization of this potential. Due to Mongolia's territorial isolation between Russia and China, difficult climatic and geographical conditions, and low population development of the country's territory and resources, the speed of its economic development is low. It is determined that it is proposed to use a low-power nuclear power plant based on the RITM-200N nuclear reactor for energy supply and development of mining enterprises in Mongolia. The advantages of ASMM for the location area in Mongolia are a high installed capacity coefficient (KIUM); reduction of CO₂ emissions when replacing thermal power plants; less financing; modularity and mass production; reduction of specific capital investments and operating costs, as well as faster technological training; increased competitiveness of ASMM.

Keywords: Mongolia's mining industry, energy, low-power nuclear power plant, RITM-200N nuclear reactor, radiation and environmental safety, radioactive waste, design and beyond-design accidents

Gratitude: The research was carried out using the resources of Rostekhnadzor of Russia.

For citation: Kuznetsov VM, Spiridonov VP, Spiridonova VV. Prospects of use low-power nuclear power plants based on the Ritm-200N nuclear reactor in the development of mining enterprises in Mongolia: Part 2: Safety of the prototype of the KLT-40S reactor plant. Characteristics of the Rhythm-200N. *Surveying and Subsurface Use*. 2025;25(1):30-44. (In Russ.). <https://doi.org/10.56195/2079-3332-2025-25-1-30-44>.

Введение

Монголия располагает значительными запасами ресурсов, которые имеют ценность для производства высокотехнологичных изделий. Доля горно-металлургического сектора Монголии в общем ВВП развивающихся стран в период с 2017 по 2020 год составила 17,2 % преимущественно благодаря медно-молибденовой, полиметаллической и золотодобывающей промышленности [1–2]. Горнодобывающая отрасль является основным сектором экономики Монголии, вклад которого составляет 72 % в промышленном производстве, 87 % – в экспорте, 75 % – в прямых иностранных инвестициях (ПИИ) и 25 % – в общем внутреннем валовом продукте (ВВП). Общие запасы редких и редкоземельных элементов (РЗЭ) оцениваются примерно в 3,1 млн т [2]. Экономический рост в Монголии в 2023 году достиг 6,8 %, преимущественно за счет развития горнодобывающей отрасли и сектора услуг. Азиатский банк развития прогнозировал рост экономики Монголии в 2024 году на 4,1 %, в 2025 году – на 6 % за счет увеличения добычи ископаемых [3].

В условиях усиливающейся глобальной конкуренции за энергетические ресурсы поиск надежных партнеров становится актуальной задачей внешней политики России. Особый

интерес представляет укрепление отношений с соседними странами. Активизация межправительственных отношений по торгово-экономическому, научно-техническому сотрудничеству и компаний обеих стран свидетельствует о том, что реализация совместных проектов в сфере энергетики будет способствовать укреплению энергетической безопасности как России, так и Монголии [3, 4, 5–10].

В течение ближайших 20 лет, по прогнозам МАГАТЭ, ожидается увеличение спроса на энергию до двух раз. При этом с точки зрения все ухудшающейся экологии преимущества атомных электростанций очевидны. А для стран, не имеющих собственных запасов органического топлива, развитие атомной энергетики является единственным выходом. Уран гораздо проще транспортируется и расходы на получение электроэнергии из урана в 4–6 раз дешевле, чем из угля или газа. Сегодня уран превратился в стратегический продукт глобальной экономики, а на долю урана приходится выработка более 15 % электроэнергии в мире. Преодоление растущего глобального дефицита энергии напрямую зависит от развития атомной энергетики во всем мире [1–12].

Под эволюцией ядерных реакторных установок понимается непрерывный процесс совершенствования конструкции,

технологии изготовления, применяемых материалов и эксплуатационных характеристик реакторной установки (РУ), основанный на сборе и анализе работы оборудования и систем на протяжении всего жизненного цикла. Как пример – плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС), кроме электрической, вырабатывает тепловую энергию, что предопределило ее размещение в непосредственной близости от потребителей и повышенные требования к безопасности станции.

Основной целью мер по радиационной безопасности является защита окружающей среды и населения в любой ситуации независимо от тяжести инцидентов, главная задача в опасной ситуации – остановка реакции деления, а также теплоотвод от активной зоны. Для решения этой задачи предусмотрен комплекс систем безопасности. Основа безопасности ПАТЭС на базе КЛТ-40С – внутренне присущая самозащищенность, которая сочетается с глубоким эшелонированием функциональной и физической защиты, основанной на рациональном сочетании активных и пассивных систем. Физические свойства активной зоны позволяют обеспечить саморегулирование мощности в зависимости от интенсивности теплосъема без вмешательства органов регулирования, осуществить самоглушение и самоограничение мощности без использования аварийной защиты. Благодаря гидравлическим характеристикам и выбранной компоновке реакторного блока охлаждение активной зоны ни при каких условиях не прекращается, поскольку обеспечена естественная циркуляция теплоносителя в системе первого контура – пассивный теплосъем в аварийных режимах.

КЛТ-40С располагает многократно резервированными активными и пассивными защитными системами, которые построены с учетом принципа разнообразия конструкций и механизмов действия. Пассивные системы безопасности функционируют в результате естественных законов (гравитации, конденсации, конвекции) без потребления электроэнергии и воды извне и вмешательства персонала. Для повышения эффективности действия систем безопасности и предохранения установки от ошибок персонала, функциональных отказов в элементах управления широко использованы неотключаемые самосрабатывающие устройства ввода защитных систем в действие, минуя традиционные электрические цепи автоматической защиты, непосредственно по первичному параметру: давлению в системе первого контура и защитной оболочке. В проекте ПАТЭС с КЛТ-40С имеется возможность управления запроектными авариями в течение длительного времени и самообеспечение безопасного состояния без вмешательства персонала, гарантируют значительный резерв времени, позволяющий персоналу управлять авариями.

Первый (после топливной композиции) барьер – оболочка твэлов – контролируется нормированием объемной активности теплоносителя первого контура, постоянно измеряемый средствами радиационного технологического контроля. Второй защитный барьер – система первого контура, герметичная при эксплуатации и защищенная от разрушения системами безопасности. Контроль герметичности всего тракта системы первого контура постоянно осуществляется также средствами радиационного технологического контроля. Степень негерметичности третьего защитного барьера – защитной оболочки – определяется утечкой паровоздушной среды при максимальной проектной аварии и не превышает 1 % объема в сутки. Четвертый защитный барьер – внешнее ограждение – окружает защитную оболочку и смежные с ней

помещения и герметичен по отношению к помещениям станции и окружающей среде. Защитное ограждение служит для отвода возможных утечек летучих радиоактивных веществ из расположенных внутри него помещений. Их удаление проводится через фильтры в атмосферу по каналам вентиляции с непрерывным контролем объемного и суммарного выброса радиоактивности.

В начале 2018 года было завершено строительство плавучего энергоблока «Академик Ломоносов», 2 ноября осуществлен физический пуск первого реактора, 28 июня 2019 года завершены приемо-сдаточные испытания в г. Мурманске, 23 августа – 9 сентября энергоблок отбуксирован из Мурманска в г. Певек, 22 мая 2020 года плавучая АТЭС введена в промышленную эксплуатацию [13–18].

Цель исследований: изучение возможности использования атомных станций малой мощности при освоении горно-рудных месторождений Монголии.

Методы исследований

Геологический мониторинг состояния территории. Комплексный анализ структуры энергопотребления в Монголии для строительства атомных станций малой мощности на базе РИТМ-200Н.

Результаты исследований

На сегодня направление АСММ является одним из главных в области ядерной энергетики России. Россия имеет большой опыт в разработке реакторов малой мощности для атомных ледоколов с общей наработкой более 400 реакторо-лет. Шесть реакторов РИТМ-200 эксплуатируются на атомных ледоколах «Арктика», «Сибирь» и «Урал». Реакторная установка (РУ) РИТМ-200 разработана на основе накопленного опыта проектирования, изготовления и эксплуатации судовых установок ОК-150, ОК-900, ОК-900А, КЛТ-40 и КЛТ-40С.

АСММ в Монголии планируется построить в районе города Нового Хархорума. Диапазон мощностей станции от 220 до 330 МВт соответствует 4–6 энергоблокам с российской РУ РИТМ-200Н, установленной электрической мощностью 55 МВт каждый.

Научные исследования показывают, что прежде, чем принимать решение о широкомасштабном применении проекта АСММ и об организации серийного выпуска соответствующего оборудования, проектно-конструкторским организациям необходимо провести следующие мероприятия:

- формирование детализированного по территории прогноза изменений объема и структуры спроса на электрическую и тепловую энергию на долгосрочную перспективу с учетом целей достижения углеродной нейтральности. Эти факторы в решающей степени определяются прогнозом развития экономики и учитывают тенденции замещения органического топлива электроэнергией на транспорте, в теплоснабжении и других секторах экономики;
- проведение оценки изменения спроса на электрическую и тепловую энергию в регионах с отсутствием доступа к системам централизованного электроснабжения;
- проведение прогнозирования технического прогресса в альтернативных технологиях производства электрической и тепловой энергии небольшой мощности, в том числе с использованием новых энергоносителей.

Атомная станция малой мощности с реакторной установкой РИТМ-200Н (рис. 1) является инновационным объектом

использования атомной энергии, которая будет сооружаться впервые в Монголии.

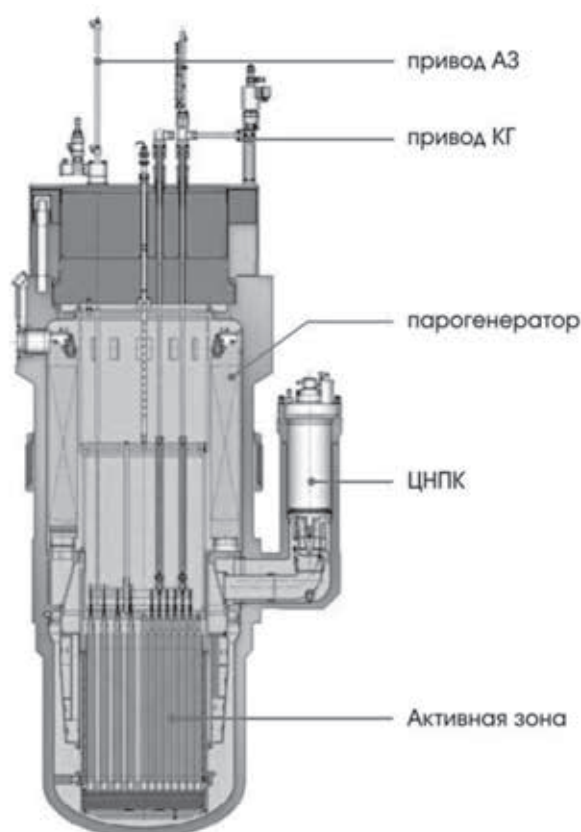


Рис. 1. Ядерный реактор РИТМ-200Н (в сборе и разрезе) /
Fig. 1. The RITM-200 N nuclear reactor (assembled and cut)

Основной особенностью АСММ является использование реакторной установки, спроектированной по федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии, ее отличают компактность и модульность, сокращенный период сооружения и высокие стандарты безопасности.

Энергоблок АСММ является энергоблоком с установленной электрической мощностью не менее 55 МВт. Режим работы – базовый, маневренный. Назначенный срок службы реакторной установки – 60 лет. Назначенный срок службы корпуса реактора – 60 лет. Топливом является двуокись урана U-235 с обогащением не более 20 %. Перегрузка топлива производится один раз в пять лет при КИУМ более 90 %. При значениях КИУМ, меньших 90 %, перегрузка производится до достижения плановых показателей по выгоранию топлива с учетом сезонности и по согласованию с представителями системного оператора энергосистемы или ключевыми потребителями электроэнергии. Энергоблок включает реакторную установку с реактором типа РИТМ-200Н и турбоустановку, которая служит приводом генератора. Тепловая схема – двухконтурная [18].

С момента пуска станции (20.05.2020 г.) в г. Певек, на Чукотке, эксплуатируется АСММ с реакторными установками КЛТ-40С «Академик Ломоносов». Однако в настоящее время практически отсутствует информация об итогах ее работы. Отчеты о деятельности Ростехнадзора РФ отсутствуют (2022, 2023 гг.), а отчеты концерна «Росэнергоатом» не информативны.

Эксплуатационный персонал для работы на ПАТЭС был

набран с реакторов большой мощности канальных (РБМК) (чернобыльский тип реактора), который, по мнению авторов статьи, слабо представляет специфику судовых ядерных паро-производящих установок (ЯППУ). По логике, весь персонал станции должен пройти переподготовку по судовой тематике ЯППУ в Санкт-Петербургском государственном морском техническом университете или в филиале САФУ в «Севмашвтуз» в г. Северодвинске с обязательной практикой на АО ЦС «Звездочка» или АО «Севмаш».

После трех лет эксплуатации ПАТЭС вышли из строя два парогенератора (ПГ) на энергоблоке № 1 станции, а в 2024 году проведена замена еще двух ПГ на энергоблоке № 2¹. И это притом, что ПАТЭС за три года работала в щадящем режиме для оборудования, на низком уровне мощности – 20–30 % (электроэнергия не востребована для региона), имела крайне низкий КИУМ, а соответственно, и рентабельность. Активные зоны двух ядерных реакторов были выжжены, для чего потребовалась перегрузка ядерного топлива². Непонятно, как такое могло произойти, какое выгорание ядерного топлива было достигнуто?

Кроме этого, в чем причина такого раннего выхода из строя ПГ? Безграмотная эксплуатация (несоблюдение ВХР первого контура) или недостатки изготовления или конструирования? Негерметичность трубчатки как дефект проявляется с начала 2000-х годов, однако до сих пор не решен. Негерметичность отмечалась уже у АЛ «Ленин», то есть более 65 лет назад.

Знание этих недочетов в конструкции и эксплуатации ПАЭС необходимо для их устранения и проведения дальнейших научных исследований в этой области [18].

Основные преимущества атомных станций малой мощности

За счет высокого КИУМ происходит наибольшее снижение выбросов CO₂ при замещении тепловых электростанций. Также можно выделить меньший объем финансирования, более короткие сроки окупаемости, более низкие технологические риски при массовом производстве оборудования, проектировании и строительстве. АСММ лучше всего подходят для небольших энергосистем, где фактор дискретности мощности энергоблоков критичен для резервирования и планирования сетевых решений.

Внедрение АСММ как массовой энергетической технологии может стать важным технологическим направлением в электроэнергетике не только России, но и Монголии, дополняя крупноблочную ядерную энергетику. Рост удельных капиталовложений для блоков с реакторами малой мощности из-за эффекта масштаба может быть существенно снижен за счет модульности и массовости производства, упрощения технических и строительных решений, поточного строительства на одной площадке. Дополнительный эффект может быть достигнут при переходе к другим типам реакторов с более простой тепловой схемой, в том числе высокотемпературным и безводным. Модульность и массовость производства – важные условия для более быстрого технологического обучения, а также снижения удельных капиталовложений и эксплуатационных затрат, повышения конкурентоспособности.

¹Заявленный ресурс ПГ должен составлять 100 тыс. ч.

²На 2014 год стоимость загрузки ядерного топлива оценивалась 1,1 млрд рублей. <https://www.atomic-energy.ru/news/2023/11/22/140789>

сти АСММ. В периферийных энергосистемах Монголии с небольшой мощностью подойдут варианты многоблочной АСММ на одной площадке и территориально распределенных АСММ.

В составе главного корпуса (энергоблока) АСММ предусматривается следующее основное оборудование: одна реакторная установка РИТМ-200Н интегрального типа разработки АО «ОКБМ им. И. И. Африкантова»; одна (две) паровая турбина (уточняется на стадии разработки проектной документации). Реакторная установка РИТМ-200Н предназначена для использования в качестве основного источника пара в составе энергоблока АСММ. Проектом предусмотрен реактор интегральный с активной зоной, содержащей 199 ТВС. Тип реактора – водо-водяной под давлением, интегрального типа. Тип замедлителя/теплоносителя – вода высокой чистоты. Принцип обеспечения циркуляции теплоносителя: принудительная циркуляция по коллекторной схеме с применением ГЦН при нормальной работе РУ, режим работы РУ с реализацией естественной циркуляции теплоносителя может использоваться при аварийном расхолаживании. Схема АСММ с РУ РИТМ-200Н представлена на рисунке 2.

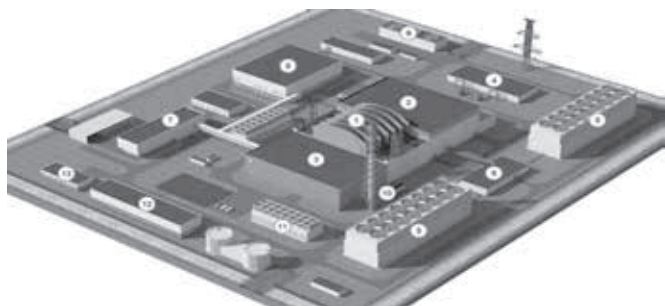


Рис. 2. Схема атомной электростанции малой мощности с реакторной установкой РИТМ-200Н: 1 – реакторное здание; 2 – здание машинного зала; 3 – спецкорпус; 4 – ОРУ-110 кВ; 5 – градирни; 6 – насосная станция технического водоснабжения; 7 – административный корпус; 8 – объединенный вспомогательный корпус; 9 – пуско-резервная котельная; 10 – РДЭС; 11 – градирни ответственных потребителей; 12 – гараж спецтехники; 13 – здание охраны /

Fig. 2. Diagram of a low-power nuclear power plant with a RITM-200N reactor unit: 1 – Reactor building; 2 – Engine room building; 3 – Special building; 4 – ORU-110 kV; 5 – Cooling towers; 6 – Pumping station for technical water supply; 7 – Administrative building; 8 – Integrated auxiliary building; 9 – Start-up and backup boiler house; 10 – RDES; 11 – Cooling towers of responsible consumers; 12 – Garage of special equipment; 13 – Security building

Тепловая схема энергоблока АСММ на базе РИТМ-200Н построена по моноблочному принципу 1 РУ + 1 ПТУ. Тепловая схема станции – двухконтурная.

Первый контур – радиоактивный. Он включает в себя реактор типа РИТМ-200Н и четыре циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля включает главный циркуляционный насос, парогенератор и другое оборудование первого контура.

Второй контур – нерадиоактивный. Он включает в себя четыре парогенератора, паропроводы, паровую турбину, генератор, сепараторы-пароперегреватели, питательные насосы, трубопроводы, деаэраторы и регенеративные подогреватели. Парогенераторы являются общим оборудованием для первого и второго контуров. В них тепловая энергия, выработанная в реакторе, от первого контура через теплообменные трубы передается второму контуру.

Насыщенный пар, вырабатываемый в парогенераторах, по паропроводу поступает на турбину, которая приводит во вращение ротор генератора, вырабатывающего электрический ток. Охлаждение пара в конденсаторах турбины производится циркуляционной водой, подаваемой насосами, установленными на блочной насосной станции. Конденсат (охлажденный пар) с помощью питательного насоса подается в парогенераторы. И далее процесс повторяется в замкнутом цикле. Технические характеристики блока АСММ с реакторной установкой РИТМ-200Н приведены в таблице 1 [13–15].

Таблица 1 / Table 1

**Технические характеристики блока атомной станции малой мощности с реакторной установкой РИТМ-200Н /
Technical characteristics of the ASMM unit with the RITM-200N reactor unit**

Показатель / Indicator	Значение / Meaning
Количество блоков	1
Срок службы реакторной установки, лет	60
Срок службы турбинной установки, лет	60
<i>Мощность, МВт</i>	
Тепловая	190
Установленная электрическая, не менее	55
Теплофикационная	Определяется на стадии разработки ПД
Коэффициент технического использования, %	90
Расход электроэнергии на собственные нужды, не более, %	15
Коэффициент полезного действия при работе турбины в конденсационном режиме, %	
Брутто	29
Нетто	23
Неплановые остановки реактора, менее, 1/год	0,5
Продолжительность плановых остановов (перегрузка реактора, регламентные работы, ППР), сутки, не более	45
Количество ТВС в активной зоне, шт.	199
Количество ТВС с поглощающими элементами СУЗ, шт.	162
Максимальная глубина выгорания, средняя по ТВС, МВт-сут/кг.	108,5
Интервал между перегрузками, не менее, год	5
Основные параметры теплоносителя первого контура	
Давление на выходе из активной зоны, МПа	15,7
Температура на входе в активную зону, °C	283
Температура на выходе из активной зоны, °C	321
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	4 340
Параметры второго контура	
Паропроизводительность, т/ч	305
Давление пара на выходе из парогенератора, МПа	3,83
Температура пара, °C	295
Давление питательной воды, МПа	5,83
Температура питательной воды, °C	170

Перечень основного технологического оборудования реакторного и турбинного отделений с основными характеристиками представлен в таблице 2 [13–15].

Таблица 2 / Table 2

**Перечень основного оборудования атомной станции
малой мощности /
The list of the main equipment of the ASMM**

Наименование / Name	Характеристика / Characteristic
Реактор	Тепловая мощность – 190 МВт
Парогенератор	Паропроизводительность суммарная – 305 т/ч. Давление пара – 3,83 МПа. Температура пара – 295 °С
Главный циркуляционный насос	Подача номинальная – 1085 м³/ч. Напор – 23 м
Компенсатор давления	Объем – 3,75 м³
Гидроаккумулятор системы компенсации давления	Объем – 7 м³
Турбина	Гном. св. пара – 305 т/ч. Рнач – 3,78 МПа (абс.). Тнач – 290 °С. Нном – 55 МВт
Конденсационная установка:	При Т охл. в. – 33 °С. Рконтд = 8,14 кПа (абс.)

В соответствии с нормами и правилами в области использования атомной энергии в целях защиты населения в районе размещения АС устанавливаются особые территории: санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН). Величина СЗЗ и ЗН и планирование защитных мероприятий будут уточняться на последующих стадиях проектирования.

Оценка воздействия на окружающую среду.

Определение уровня загрязнения воздушного бассейна радиоактивными веществами

АСММ спроектирована таким образом, что радиационное воздействие на население и окружающую среду при нормальной длительной эксплуатации, предполагаемых эксплуатационных нарушениях и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения населения и ограничено при запроектных авариях. Радиационное воздействие на население и окружающую среду поддерживается ниже установленных нормативных пределов и на разумно достижимом низком уровне.

Целевыми ориентирами безопасности АЭС является не превышение:

- суммарной вероятности тяжелых аварий для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-5} ;
- суммарной вероятности большого аварийного выброса для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-7} ;
- суммарной вероятности тяжелых аварий для имеющихся на АЭС хранилищ ядерного топлива (не входящих в состав блоков АЭС) на интервале в один год, равной 10^{-5} .

Ограничение радиационного воздействия на окружающую среду обеспечивается реализацией концепции глубоко эшелонированной защиты, основанной на создании системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите / сохранению их эффективности. При проектных авариях (ПА) ожидаемые эквивалентные дозы облучения критической группы населения на границе санитарно-защитной зоны и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв на все тело и 50 мЗв на отдельные органы в начальном периоде

радиационной аварии (см. таблица 6.3 в «Нормах радиационной безопасности, НРБ-99/2009», уровень А) [19]. При запроектных и проектных авариях эквивалентные дозы облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий (ЗПЗМ) и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв на все тело и 50 мЗв на отдельные органы в начальном периоде радиационной аварии (см. таблица 6.3 в «Нормах радиационной безопасности», НРБ-99/2009), уровень А).

Для АСММ с РУ РИТМ-200Н предполагается установление следующих критериев при запроектных авариях:

- исключить необходимость введения как незамедлительных экстренных мер, включающих эвакуацию, так и длительное отселение людей за пределами промплощадки;
- расчетные границы зоны планирования экстренной эвакуации должны быть соизмеримы с границами промплощадки;
- границы зоны планирования обязательных защитных мероприятий для населения не должны выходить за границы санитарно-защитной зоны АСММ.

Указанные выше ограничения радиационного воздействия АСММ на население и окружающую среду приемлемы в соответствии с требованиями международной практики проектирования АЭС. При нормальной работе энергоблока основным источником поступления радионуклидов в окружающую среду является газоаэрозольный выброс (после предварительной обработки и снижения активности) через высотную вентиляционную трубу. Основными путями поступления газоаэрозольных радиоактивных веществ из реактора в системы обращения с ГРО являются: активация входящего в состав воздуха аргона в помещении РУ; отбор проб теплоносителя первого контура для контроля водно-химического режима первого контура; технологическая сдвух газов из реактора перед проведением перегрузки ОТВС; работы на открытом реакторе в период перегрузки ОТВС.

В результате активации входящего в состав воздуха Ar-40 в зазоре между реактором и кессоном реактора образуется радионуклид Ar-41. Объемная активность Ar-41 в реакторном помещении и его выход в окружающую среду зависит от конструктивной схемы и режима вентиляции реакторного помещения. Максимальный выход Ar-41 в окружающую среду происходит при организации приточно-вытяжной системы вентиляции и составит $2 \cdot 10^{11}$ Бк/год с одной РУ.

При нормальной эксплуатации (НЭ) выбросы РВ в атмосферу производятся через высотную вентиляционную трубу. Основной выброс РВ в атмосферу при нормальной эксплуатации определяется протечками защитного газа (ЗГ) в реакторное помещение (РП) и при утечке пара второго контура. Загрязненный воздух из РП сбрасывается в вентиляционную трубу после предварительной очистки. При эксплуатационных нарушениях на станции низкий уровень радиоактивных йодов и аэрозолей в газоаэрозольном вентиляционном выбросе поддерживается за счет эффективной фильтрации вытяжного воздуха из помещений ЗКД вспомогательных зданий и сооружений.

Дозовые нагрузки на население, обусловленные газоаэрозольными выбросами в условиях ННЭ, находятся на уровне пределов, регламентированных СП АС-03 для условий нормальной эксплуатации. Прогнозируемый уровень эффективной индивидуальной дозы лиц из населения составляет менее 10 % от предела дозы. Безопасность населения и окру-

жающей среды при ННЭ и авариях на АС надежно гарантирована для населения и окружающей среды в соответствии с требованиями российских и международных норм и правил.

Тепловое воздействие

Все системы охлаждения выполнены по оборотной схеме водоснабжения. В качестве охладителя в системах предусмотрены «сухие» градирни. Для восполнения потерь воды из оборотных систем охлаждения предусмотрена система добавочной воды. Система водоснабжения запроектирована с применением не прямой воздушно-конденсационной установки системы Геллера, где оборотная вода от поверхностного конденсатора паровой турбины охлаждается «сухой» градирней. «Сухая» градирня функционирует на принудительной тяге и состоит из нескольких секций. Сбросная теплота от конденсации пара передается промежуточному теплоносителю (циркуляционной воде), а нагретая вода направляется на «сухую» градирню. В градирне тепло передается из циркуляционной воды атмосферному воздуху через водо-воздушные теплообменники. Охлажденная в «сухой» градирне вода возвращается к конденсатору энергоблока через циркуляционный контур.

Климат площадки – холодный, но в то же время и резко континентальный, поэтому летом могут возникать высокие температуры воздуха (макс. +37 °C). Однако продолжительность высоких температур весьма невелика (температура воздуха обеспеченностью 0,98 составляет +25 °C), поэтому предусматривается работа «сухой» градирни круглогодично в исключительно сухом режиме. Благодаря такому решению происходит сбережение запаса пресной питьевой воды и полностью устраняются нагрузки на окружающую среду, связанные с применением испарительного охлаждения (выброс воды, растворенных веществ и химикатов, увлажнение и обледенение жилых домов, линии электропередачи и иных сооружений и т. п.) [13–15].

Обращение с радиоактивными отходами

При эксплуатации АСММ образуются жидкие, твердые и газообразные радиоактивные отходы (РАО). Радиоактивные отходы будут образовываться в процессе эксплуатации АСММ, при проведении планово-предупредительных ремонтов, а также в аварийных режимах и при ликвидации последствий аварий. В соответствии с действующими нормативными документами система обращения с РАО предусматривает необходимость выполнения следующих требований: сбора, переработки жидких (ЖРО) и твердых радиоактивных отходов (ТРО). Кондиционирование и временное контролируемое хранение должны осуществляться в пределах промышленных площадок, на которых они образуются. Для системы обращения с РАО на площадке АСММ планируются блоки для переработки и хранения радиоактивных отходов в составе здания спецкорпуса. Все РАО хранятся на территории АС в специальном помещении в здании спецкорпуса в контейнерах и бочках.

Безопасность персонала, населения и окружающей природной среды при кондиционировании и хранении РАО будет обеспечена за счет выполнения специальных мероприятий и технологий с применением системы барьеров на пути возможного распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Поэтому поступление радиоактивных веществ в окружающую среду при обращении с РАО при нор-

мальной эксплуатации исключено, а в случае возникновения аварийных ситуаций не будет превышать допустимых величин. Основными источниками образования радиоактивных веществ на станции являются продукты деления урана-235 при нейтронном облучении топлива активной зоны, активация нейтронами конструкционных материалов, примесей теплоносителя первого контура и воздуха в приреакторном пространстве. При эксплуатации АС образуются жидкие, твердые и газообразные радиоактивные отходы (РАО).

Жидкими РАО являются: концентраты солей (кубовый остаток), отработавшие сорбенты и пульпа фильтров первого контура, шламы и пульпы отработавших фильтрующих материалов, образующиеся в процессе переработки жидких радиоактивных сред (ЖРС) (трапных, контурных) и эксплуатации установок систем сбора и концентрирования ЖРО, а также возможные протечки от технологического оборудования. В соответствии с современными требованиями в проекте предусмотрены технологии и технические решения, обеспечивающие минимизацию объемов образующихся РАО. Отходы относятся к низко- и среднеактивным отходам в соответствии классификацией СП АС-03.

Твердыми РАО являются отработавшее технологическое оборудование и фильтры системы вентиляции, отработавшие шихты фильтров первого контура, инструмент, спецодежда, а также отвержденные жидкие радиоактивные среды. В проекте предусмотрены технологии и технические средства, обеспечивающие переработку, безопасное хранение и транспортировку твердых РАО. Образующиеся твердые РАО, за исключением внутриреакторных (категория высокоактивных отходов), относятся к низко- и среднеактивным отходам в соответствии с классификацией СП АС-03.

Газообразными РАО являются технологические газовые сдвухи из оборудования и баков, содержащих теплоноситель первого контура, газовые сдвухи баков вспомогательных систем, а также воздух систем вентиляции зоны контролируемого доступа.

Основным источником загрязнения воздуха помещений реакторного здания при нормальном режиме АЭС являются неорганизованные протечки теплоносителя первого контура через неплотность технологического оборудования, расположенного в реакторном и аппаратном помещениях. Радиоактивные отходы являются составной частью работы АС и подлежат временному хранению на территории АЭС. Система обращения с жидкими радиоактивными отходами включает в себя системы для сбора, переработки, временного хранения и отверждения жидких радиоактивных сред (ЖРС). В основу проектирования системы положено обеспечение сокращения объемов ЖРС и нераспространения их за пределы АС. Система обращения с ЖРС спроектирована таким образом, чтобы обеспечивать в полном объеме прием, временное хранение и переработку ЖРС.

К системам обращения с ЖРС относятся такие системы: сбора трапных вод и стоков от саншлюзов; сбора протечек и дезактивационных вод; сбора контурных вод; промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов; концентрирования; цементирувания; пиролиза отработавших ионообменных смол (ОИОС), сорбентов и шламов.

В систему сбора радиоактивных сред поступают следующие среды, образующиеся в процессе эксплуатации АЭС (трапные воды): технологические дренажи оборудования; сливы от дезактивации помещений и оборудования; неор-

ганизованные протечки радиоактивных сред; сливы после опорожнения систем; неорганизованные протечки нерадиоактивных сред (вода промконтра, реагенты и т. п.); сливы от регенераций, взрыхления, отмывок фильтров установок спецочистки; воды гидровыгрузок и гидротрегрузок фильтрующих материалов фильтров установок спецочистки; сливы от радиохимических лабораторий оперативного контроля и зоны контролируемого доступа; сливы отбора проб; сливы от промывок ПГ (в случае их загрязнения).

С целью минимизации объема собранных жидких радиоактивных сред перед их дальнейшей переработкой и с целью возврата большей их части в технологический цикл АС жидкие радиоактивные среды подвергаются переработке и очистке в системах сбора трапных вод и концентрирования.

Переработка трапных вод включает в себя несколько стадий: очистку от радиоактивных веществ в блоке окисления, фильтрацию на мембранных фильтрах, обессоливание на выпарном аппарате, очистку на селективном фильтре (при необходимости). Образующийся в процессе переработки трапных вод нерадиоактивный концентрат солей после дальнейшего концентрирования и осушки направляется на полигон промышленных отходов.

Образующиеся в процессе переработки трапных вод жидкие радиоактивные концентрированные растворы с содержанием взвешенных частиц до 400 г/л подвергаются промежуточной выдержке (хранению) с целью накопления достаточного их объема перед дальнейшей переработкой на установке цементирования. Наряду с жидкими радиоактивными средами с содержанием взвешенных частиц до 400 г/л промежуточной выдержке (хранению) перед дальнейшей переработкой на установке цементирования подвергаются следующие жидкие радиоактивные среды: отработанные ионообменные смолы (фильтрующие материалы, сорбенты); шлам [16–18].

Обращение с твердыми радиоактивными отходами

Система обращения с твердыми радиоактивными отходами (ТРО) предназначена для сбора ТРО, образующихся на АСММ в процессе нормальной эксплуатации, при проведении ТОиР, сортировки и переработки ТРО, в форму, пригодную для безопасного хранения, а также обеспечения радиационной защиты обслуживающего персонала и исключения радиоактивного загрязнения окружающей среды при обращении с радиоактивными отходами. По функциональному назначению система обращения с ТРО подразделяется на следующие подсистемы: сбора на местах образования, сортировки и транспортирования; переработки твердых радиоактивных отходов; хранения твердых радиоактивных отходов.

Классификация отходов осуществляется по категориям активности в соответствии с «Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных станций» СП АС-03.

Низко- и среднеактивные отходы для сокращения объема, поступающего на хранение, подвергаются следующим видам переработки: контрольной сортировке, совмещенной с предварительным прессованием и измельчением; сжиганию; прессованию высоким давлением.

Обращение с газообразными радиоактивными отходами

Система обращения с газообразными радиоактивными отходами включает в себя системы вентиляции и систему

обращения с газообразными радиоактивными сдвухами технологического оборудования и системы фильтрации и вентиляции.

Газообразные радиоактивные отходы образуются во внутренних помещениях здания реактора и других помещениях зоны контролируемого доступа в результате протечек теплоносителя первого контура и выбрасываются вытяжными вентиляционными системами в окружающую среду. Воздух, выбрасываемый в атмосферу из помещений с источниками радиоактивных загрязнений, проходит двухступенчатую очистку от аэрозолей и йода либо одноступенчатую очистку от аэрозолей на специальных фильтрах.

Фильтровальными установками аэрозольной очистки оснащены вытяжные системы: вытяжной вентиляции из необслуживаемых помещений хранения РАО; вытяжной ремонтной вентиляции из необслуживаемых помещений; вытяжной вентиляции из необслуживаемых технологических помещений с выделением водорода; вытяжной противодымной вентиляции «грязных» коридоров; вытяжной вентиляции из необслуживаемых технологических помещений; вытяжной вентиляции из периодически обслуживаемых технологических помещений; вытяжной противодымной вентиляции из необслуживаемых технологических помещений; вытяжной вентиляции надреакторного пространства; ремонтной вытяжной вентиляции надреакторного пространства; вытяжной вентиляции необслуживаемых помещений баков дренажа первого контура; вытяжной вентиляции трубопроводов первого контура; общеобменные системы вентиляции периодически обслуживаемых помещений. С целью сокращения выбросов радиоактивных газов в атмосферу в «центральной зале» предусмотрены рециркуляционные системы вентиляции, оборудованные фильтрами двухступенчатой очистки. Эффективность очистки аэрозольными фильтрами составляет 99,9 % [18].

Система обращения с отработавшим ядерным топливом

Система обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) обеспечивает выполнение следующих операций: выгрузку отработавших ТВС из реактора в баки выдержки (БВ) на промежуточное хранение; выгрузку ПС СУЗ из реактора и размещение их в контейнерах для ТРО; промежуточное хранение некондиционных ТВС; хранение и снятие остаточных тепловыделений с ТВС; загрузку отработавших выдержанных ТВС в транспортный контейнер; дезактивацию контейнеров с выдержанными ТВС; удаление транспортных контейнеров с отработавшими ТВС из реакторного отделения и установку их на транспортное средство в здании спецкорпуса; внутристанционную транспортировку транспортных контейнеров с отработавшими ТВС.

На всех этапах производства работ по перегрузке, транспортированию и хранению отработавшего ядерного топлива обеспечивается биологическая защита обслуживающего персонала, а также ограничение радиационных воздействий на население и окружающую среду. В соответствии с классификацией систем и элементов АС по НП-001-15 система обращения с отработавшим ядерным топливом по назначению является системой нормальной эксплуатации, а по влиянию на безопасность является важной системой для безопасности. Отработавшее топливо хранится в баках выдержки (БВ), которые расположены в зоне локализации аварии. Вывоз

отработавших ТВС из реакторного отделения производится после его выдержки в БВ. Выдержанные отработавшие ТВС вывозятся в транспортных контейнерах. Вывоз ОЯТ с территории площадки АСММ производится автомобильным транспортом. Отработавшее ядерное топливо после выдержки в бассейне выдержки вывозится железнодорожным и автомобильным транспортом (маршрут будет проработан на дальнейших этапах проектирования) на завод регенерации ядерного топлива.

Радиационная безопасность

В соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиологической защите при анализе радиационного воздействия на объекты окружающей среды приоритет отдается оценке потенциальных последствий действия радиации на организм человека и обеспечению именно для человека разумной основы охраны здоровья. Радиационное воздействие на живую и неживую природу рассматривается с точки зрения возможных дополнительных путей радиационного воздействия на человека через пищевые цепочки.

В то же время изменения в других природных организмах в результате воздействия радиации (внутреннее облучение от накопившихся в них радионуклидов и внешнее облучение, связанное с загрязнением как живых, так и неживых компонентов окружающей их среды) могут вызвать нарушение экосистемы. В соответствии с требованиями ОСПОРБ-99/2010 атомные станции относятся к I категории радиационных объектов, вокруг которых установление СЗЗ и ЗН является обязательным. Согласно требованиям НД для вновь проектируемых блоков повышенной безопасности, границы СЗЗ должны быть оборудованы оградой промплощадки, размер зоны наблюдения определен из требования информативности, радиационного контроля на этой территории при нормальной эксплуатации АСММ, возможных радиационных авариях и инцидентах. Границы санитарно-защитной зоны АСММ совпадают с оградой ее промплощадки. Размер зоны наблюдения (ЗН) АСММ составляет 1,5 км.

Требования к радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды района размещения АСММ определены федеральными законами № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения», № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды», № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» и другими и нормами и правилами радиационной безопасности НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, СП АС-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций», СП 2.6.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» и др.

Все исходные события в зависимости от частоты их возникновения разделяются на категории:

проектные условия категории 1 (DBC1):

– нормальная эксплуатация – НЭ в соответствии с НП-001-15;

проектные условия категории 2 (DBC2):

– условия отказов – отклонения от НЭ в соответствии с НП-001-15;

проектные условия категории 3 (DBC3):

– постулируемые аварии класса 1 – ННЭ, не перешедшие в проектную аварию, в соответствии с НП-001-15;

проектные условия категории 4 (DBC4):

– постулируемые аварии класса 2 – проектные аварии с

повреждением твэлов и (или) радиационными последствиями в соответствии с НП-001-15; сложные последовательности (запроектные условия, DEC1), которые включают отказы сверх тех, которые рассматривались в детерминистических проектных условиях, но не приводят к тяжелой аварии;

– запроектные аварии без повреждения твэлов выше максимального проектного предела в соответствии с НП-001-15;

– запроектные условия с плавлением активной зоны (DEC2),

– тяжелые аварии (аварии с повреждением твэлов выше максимального проектного предела) в соответствии с НП-001-15 [13-16].

Обеспечение радиационной безопасности

Дозовые пределы для населения при НЭ и ННЭ, исключая аварии. При НЭ и ННЭ, исключая аварии, предельные индивидуальные дозы облучения ограниченной части из населения (критической группы) за счет воздействия АСММ в соответствии с НРБ-99/2009 составляют:

– эффективная доза – 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные пять лет, но не более 5 мЗв в год;

– эквивалентная доза за год: хрусталик глаза – 15 мЗв; кожа – 50 мЗв; кисти и стопы – 50 мЗв.

В соответствии с требованием раздела 2.1.3.2.2 EUR целевые показатели дозовой нагрузки ограниченной части из населения (критической группы) при НЭ и ННЭ, исключая аварии, за счет воздействия АСММ с двумя РУ РИТМ-200Н составляют: 0,3 мЗв/год с одной площадки (этот целевой показатель не зависит от номинальной мощности АС, должны быть учтены все возможные пути поступления РВ: с пищей, при дыхании, осадки, прямая радиация).

Принимаемые в проекте целевые показатели дозовой нагрузки ограниченной части из населения (критической группы) при НЭ и ННЭ, исключая аварии, за счет воздействия АСММ с двумя РУ РИТМ-200Н (для соответствия требованиям НРБ-99/2009 и EUR):

– эффективная доза – 0,3 мЗв/год с одной площадки;

– эквивалентная доза за год: хрусталик глаза – 15 мЗв; кожа – 50 мЗв; кисти и стопы – 50 мЗв. [16, 17].

Мероприятия по снижению воздействия атомной электростанции на окружающую среду.

Мероприятия по обеспечению радиационной безопасности.

АСММ является потенциальным источником загрязнения окружающей среды радионуклидами. Вследствие этого уже на стадии разработки оборудования, проектной документации строительства АСММ в технических решениях предусматриваются мероприятия, исключающие неорганизованный выход радиоактивных продуктов за пределы герметичных систем станции. Необходимо отметить, что загрязнение окружающей среды стоками, содержащими радионуклиды, при эксплуатации АС отсутствует. Достаточно жесткие пределы соблюдаются для газообразных выбросов. Радиационная безопасность АСММ обеспечивается последовательной реализацией принципа глубокоэшелонированной защиты, основанного на применении системы барьеров на пути распространения радиоактивных излучений и радиоактивных веществ в помещениях АС и окружающую среду, а также системой технических и организационных мер непосредственно по защите персонала, населения и окружающей среды.

Основными техническими средствами и организационными мерами по обеспечению радиационной безопасности являются:

- соблюдение персоналом режима зон, при котором здания и сооружения разделены на зоны контролируемого доступа (ЗКД) и зоны свободного доступа (ЗСД) согласно СП АС-03, а помещения ЗКД в зависимости от возможного радиационного воздействия на персонал – на три категории (необслуживаемые, периодически обслуживаемые и помещения постоянного пребывания);
- экраны биологической защиты, роль которой выполняют биологическая защита реактора, бетонные стены и перекрытия помещений АЭС;
- защитная гермооболочка, локализирующая выделяющиеся в случае аварии радиоактивные вещества;
- устройство замкнутых контуров для радиоактивных сред;
- организация контроля за радиоактивными течами, сбором и очисткой возможных радиоактивных течей;
- системы спецвентиляции, обеспечивающие необходимую кратность воздухообмена для ограничения концентрации радиоактивных веществ в периодически обслуживаемых помещениях ЗКД в пределах, установленных нормативными документами;
- системы очистки газов и вытяжного воздуха из помещений ЗКД перед выбросом в атмосферу;
- системы сбора, переработки и временного хранения РАО;
- выброс радиоактивных газов и аэрозолей АЭС в атмосферу через вентиляционную трубу для обеспечения высокой степени снижения концентрации радионуклидов в атмосфере;
- система постоянного радиационного контроля за выбросами или сбросами радиоактивных веществ со станции.

В основу проектирования вентиляции АЭС заложены следующие принципиальные решения: раздельная вентиляция помещений ЗКД и ЗСД. При нормальной эксплуатации (работа на мощности, перегрузка топлива и ППР) содержание радиоактивных аэрозолей в вентиляционной трубе ожидается значительно ниже уровня $DOA_{перс.}$ для производственных помещений. При эксплуатационных нарушениях и аварийных ситуациях, сопровождаемых разуплотнением оборудования с радиоактивными средами, в воздух помещений могут выделяться радиоактивные вещества в виде газов и аэрозолей.

Четкое выполнение в проекте принципа зонирования помещений исключает посещение персоналом необслуживаемых боксов при работе оборудования. С целью предотвращения загрязнения воздушной среды в доступных для персонала помещениях станции радиоактивными веществами выше допустимых значений и снижения их содержания в атмосферном воздухе при эксплуатации АСММ во всех проектных режимах (включая условия нормальной эксплуатации и аварии) в проекте предусмотрены следующие основные технические решения для систем вентиляции помещений зоны контролируемого доступа: организация направленного движения воздуха только в сторону более «грязных» помещений; установка герметичных дверей в технологических помещениях зоны строгого режима с радиоактивными средами; создание нормальных условий для ремонтного персонала при ППР и перегрузочных работах.

В этой ситуации автоматически, по сигналу датчиков радиационного контроля, происходит переключение этого помещения с системы общеобменной вытяжной вентиляции на вытяжную систему очистки, оснащенную эффективными аэрозольными фильтрами. Удаляемый воздух перед выбросом в атмосферу проходит очистку от радиоактивных аэрозолей на аэрозольных фильтрах, благодаря чему обеспечивается низкий уровень радиоактивных аэрозолей в газообразном вентиляционном выбросе. Выброс в атмосферу вытяжного воздуха, удаляемого из помещений зоны строгого режима, осуществляется через вентиляционную трубу. Предусматривается контроль радиоактивности воздуха перед выбросом в атмосферу. Кроме систем вентиляции предусмотрена система очистки радиоактивного газа от сдувок из технологического оборудования, а также из системы очистки газовой подушки реактора. Система оснащена угольными, аэрозольными и йодными фильтрами с высокой эффективностью очистки. Техническими решениями исключены сбросы ЖРО в окружающую среду. Все ЖРО перерабатываются и отверждаются. Система обращения с ТРО также обеспечивает их надежное хранение без контакта с окружающей средой. Газо-аэрозольный выброс в атмосферу воздуха из помещений АС подвергается глубокой очистке и непрерывному контролю, что гарантирует выполнение требований СП АС-03 в части защиты персонала и населения, а значит, и всей биоты в целом [18].

Мероприятия по повышению безопасности атомной электростанции малой мощности с реакторной установкой РИТМ-200Н

Предпроектная документация АСММ соответствует требованиям современных российских и зарубежных норм и обеспечивает повышение уровня безопасности, увеличение расчетного срока службы и оптимизацию технико-экономических показателей. Под безопасностью понимается свойство реакторной установки при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами. АСММ спроектирована таким образом, что радиационное воздействие на население и окружающую среду при нормальной длительной эксплуатации, предполагаемых эксплуатационных нарушениях и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения населения и ограничивает это воздействие при запроектных авариях. Радиационное воздействие на население и окружающую среду поддерживается ниже установленных нормативных пределов и на разумно достижимом низком уровне с учетом социальных и экономических аспектов. Безопасная эксплуатация обеспечивается за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду, а также техническими и организационными мерами по защите барьеров, сохранению их эффективности и непосредственно по защите населения.

Барьерами, ограничивающими распространение радиоактивных продуктов на станции, являются: топливная матрица; оболочка ТВЭЛ; контур первичного теплоносителя; герметичное ограждение, ограждающее контур первичного теплоносителя. Состояние каждого из барьеров контролируется

ется при эксплуатации АСММ и поддерживается на необходимом уровне. Конструкционные особенности АСММ разработаны с применением пассивных систем безопасности, а также технических решений, направленных на предотвращение перерастания исходных событий в аварию. В рамках разработки регламента станции будут установлены эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации для технологических параметров, характеризующих состояние РУ, в том числе мощность реактора, давление в первом контуре, температура теплоносителя. Введение таких пределов позволяет управлять внештатными ситуациями и предотвращать перерастание исходных событий в аварию, сохраняя целостность барьеров (в первую очередь оболочек топливных элементов), тем самым снижая вероятность дополнительного выхода продуктов деления из топлива в теплоноситель. Введение пределов, при достижении значений которых срабатывают технологические защиты (например, по ограничению повышения давления в контуре первичного теплоносителя и др.), позволяет обеспечить смягчение последствий аварийных состояний, возникших в результате превышения эксплуатационных пределов.

В основу концепции безопасности АСММ положен принцип глубоко эшелонированной защиты, использующий применение последовательных физических барьеров на пути потенциально возможного распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Концепция безопасности основана на следующих основных положениях, документах и требованиях: требованиях федеральных законов «Об использовании атомной энергии» и «О радиационной безопасности населения»; требованиях федеральных норм и правил в области атомной энергетики РФ; современной философии и принципах безопасности, выработанных мировым ядерным сообществом и закрепленных в нормах безопасности МАГАТЭ; публикациях Международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG), требованиях EUR; комплексе отработанных и проверенных эксплуатацией технических решений при их совершенствовании для устранения выявленных в процессе эксплуатации АСММ «слабых звеньев»; применении верифицированных и аттестованных расчетных методик, кодов и программ, отработанной методологии анализа безопасности, достоверной базы данных; проведении необходимых НИОКР в обоснование расчетно-методической базы проекта и внедряемых конструкций, систем и оборудования; учете результатов исследования в области тяжелых радиационных аварий с внедрением организационных и технических мер по их предотвращению и ограничению последствий.

В соответствии с принципом глубоко эшелонированной защиты АСММ проектируется, сооружается и эксплуатируется таким образом, что радиоактивные материалы оказываются окруженными физическими барьерами. Пять уровней эшелонированной защиты предназначены для обеспечения эффективной защиты физических барьеров от возможных воздействий. Приоритетной для разработчика является стратегия предотвращения отклонений, нарушений и аварий. Одновременно реализуются меры по повышению надежности систем безопасности, внедряются технические средства для управления запроектными авариями, включая тяжелую ради-

ационную аварию, меры по ослаблению последствий таких аварий.

В концепции безопасности определены и обеспечены техническими решениями основные критерии безопасности: ядерной, радиационной, пожарной.

Цель радиационной защиты – ограничение доз облучения персонала, населения и выхода радиоактивных веществ в окружающую среду:

при нормальной эксплуатации – ниже установленных пределов на разумно достижимом, социально и экономически оправданном низком уровне, подтвержденном опытом эксплуатации действующих отечественных и зарубежных энергоблоков с реакторами РИТМ-200Н;

при условиях нарушения нормальной эксплуатации – радиационное воздействие на население, как правило, не должно выходить за пределы, установленные нормативами для нормальной эксплуатации;

при проектных авариях – радиационные последствия не должны выходить за пределы, установленные нормативами для принятия решений по защите населения;

при запроектных авариях – должно обеспечиваться ограничение последствий аварий с тяжелым повреждением активной зоны в целях защиты населения, зоны экстренной эвакуации и длительного отселения населения, не должны превышать размеры СЗЗ АСММ, что практически исключает необходимость экстренной эвакуации и длительного отселения населения; радиус зоны, в пределах которой возможно введение защитных мер для населения (включая временную эвакуацию) после завершения ранней стадии аварии, не должен превышать радиуса СЗЗ АСММ.

Техническая цель безопасности – инженерными и организационными средствами обеспечить мероприятия, направленные на предотвращение аварий, ограничить их радиологические последствия, обеспечить «практическую невозможность» аварии с большими радиологическими последствиями.

Достижение технических целей безопасности обеспечивается решением следующих задач: повышения качества оборудования, систем и их эксплуатации; внедрения комплекса специальных инженерных систем и средств для преодоления проектных и запроектных аварий, в том числе локализующих средств и систем, включая двойную защитную оболочку; внедрения технических средств, реализующих использование свойств самозащищенности, самосрабатывания, пассивного принципа действия. Критерии безопасности и проектные пределы принимаются в соответствии с действующей нормативной документацией, рекомендациями МКРЗ (Международной комиссии по радиологической защите) и МАГАТЭ.

Для населения устанавливаются следующие проектные дозовые пределы: в качестве квот для нормальной работы по каждому фактору воздействия (выбросы/сбросы) установлен целевой предел – доза 10 мкЗв/год; для нормальной эксплуатации (работа на номинальной мощности и при остановках на ППР) и нарушениях нормальной эксплуатации в качестве верхней границы при оптимизации радиационной защиты устанавливается предел индивидуальной эффективной дозы облучения населения (критическая группа) 100 мкЗв в год, что составляет 1 и 10 % от основного дозового предела, регламентированного НРБ-99/2009 для населения в среднем за последовательные пять лет.

Данные пределы не должны быть превышены на границе санитарно-защитной зоны (промплощадки) и за ее пределами; при проектных авариях на АЭС ожидаемые дозы облучения ограниченной части из населения (критической группы) на границе санитарно-защитной зоны и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв на все тело и 50 мЗв на отдельные органы за первый год после аварии; при запроектных авариях на АЭС дозы облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв на все тело и 50 мЗв на отдельные органы за первый год после аварии.

В проекте обосновывается, что радиационная безопасность обеспечивается путем непревышения проектных пределов, которые в свою очередь ограничивают уровень активности теплоносителя первого контура по продуктам деления. Выброс радиоактивных веществ в атмосферу и воду не должен превышать уровней, установленных СП АС-03. Должны соблюдаться проектные пределы, установленные нормативами по степени герметичности защитных барьеров: оболочки твэлов, первого контура, участков локализации контуров, смежных с первым контуром, локализуемой арматуры, бассейна выдержки, защитной оболочки. С целью предотвращения ядерной аварии учтены критерии ядерной безопасности, при которых обеспечены контроль и управление активной зоной реактора; исключена локальная критичность при перегрузке, транспортировке и хранении ядерного топлива; обеспечено охлаждение твэлов. Учтены установленные нормами и правилами эксплуатационный предел и предел безопасной эксплуатации повреждаемости твэлов при работе РУ на мощности.

Вероятность тяжелого повреждения топлива, приводящего к частичному или полному расплавлению активной зоны без выхода расплава за пределы корпуса, не должна превышать 10^{-6} на реактор в год. Вероятность расплавления активной зоны с выходом расплава за пределы корпуса реактора не должна превышать 10^{-7} на реактор в год.

Давление в первом контуре при нормальной эксплуатации, нарушениях и проектных авариях не должно превышать 1,15 от рабочего с учетом действия АЗ и аварийного теплоотвода. Критерии и проектные пределы взрыво-пожаробезопасности устанавливаются в соответствии с требованиями специальных НД и рекомендаций ВНИИПО и включают критерии огнестойкости и соответствующие им проектные пределы по параметрам внешней среды при пожаре. Горение при запроектных авариях не должно нарушать работу систем (элементов) безопасности, предназначенных для управления запроектными авариями. Проектом определены значения по необходимому резерву времени для надежного выполнения корректирующих действий. Эти ориентиры должны быть использованы для анализа и обоснования мер управления запроектными авариями. Указанные ориентиры установлены с консервативными запасами на базе опыта эксплуатации стационарных и транспортных энергоустановок и с учетом рекомендаций МАГАТЭ [18].

Радиационный контроль

В соответствии с «Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03) на АЭС и прилегающей к ней территории осуществляется постоянный радиационный контроль. Автоматизированная система

радиационного контроля (АСРК), действующая на АЭС и ее промплощадке, дает информацию по объемной активности инертных радиоактивных газов (ИРГ) в выбросах; изотопному составу ИРГ в выбросах; мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения; объемной активности радионуклидов в жидких сбросах.

Радиационный контроль окружающей среды в автоматизированном режиме осуществляется автоматизированной системой контроля окружающей среды (АСКРО), а также лабораторными методами контролируется содержание радионуклидов в почве, воде, выпадениях, растительности, продуктах питания местного производства и т. д.

Автоматизированная система контроля окружающей среды охватывает территорию, прилегающую к АЭС, включающую СЗЗ и ЗН. Размеры этих зон должны определяться с учетом полной мощности блоков АЭС, а также с учетом прогностических оценок радиационной обстановки в районе размещения АЭС при ее длительной эксплуатации.

АСКРО по своему назначению относится к системам нормальной эксплуатации, важным для безопасности АЭС классу ЗН. АСКРО создается как информационно-измерительная система. Система радиационного контроля окружающей среды вводится в эксплуатацию до физического пуска АЭС [16–18].

Выводы

1. Реакторная установка РИТМ-200Н для использования в горнорудной промышленности Монголии имеет перспективы только с обязательным учетом устранения недостатков, выявленных в процессе эксплуатации прототипа реакторной установки КЛТ-40 С.

2. Необходимо отметить, что основное оборудование станции будет изготавливаться отечественными предприятиями. Использование проектных материалов близких прототипов, унифицированного оборудования, наличие производственных мощностей с отлаженной кооперацией предприятий-изготовителей оборудования позволят минимизировать сроки, стоимость проектирования и строительства, эксплуатационные затраты АЭС.

3. По мнению проектировщиков, интегральная компоновка РИТМ-200Н – локализация теплоносителя первого контура в одном объеме (в корпусе), отсутствие патрубков и трубопроводов большого диаметра, что уменьшает вероятность аварии с большой течью теплоносителя. С другой стороны, в интегральной компоновке затруднен доступ к оборудованию, размещенному в реакторе, что ограничивает или усложняет ремонтное обслуживание. Поэтому интегральная компоновка предполагает использование высоконадежного оборудования, созданного на основе решений, подтвержденных эксплуатацией, и прошедшего представительную ресурсную проверку.

4. Главный недостаток судовых ядерных реакторов – это низкая надежность ПГ. За весь период эксплуатации на всех атомных ледоколах заменено более 14 трубных систем ПГ и устранена негерметичность (заглушены) более 250 секций ПГ [6, 7]. Работы по замене внутреннего устройства ПГ начались в 2003 году. Как показала практика, замена трубных систем ПГ не решила проблему. На 10 из 12 замененных и находящихся в эксплуатации ПГ уже пришлось устранять негерметичность. Течь «новых» ПГ стала проявляться уже при наработке 3000–5000 час. Поэтому вопрос качества из-

готовления ПГ стоит остро и требует детального исследования. Главная проблема эксплуатации – отказы секций ПГ с образованием межконтурной неплотности. Причина – выявленное в ходе эксплуатации и проведенных материаловедческих исследований явление локального, аномально высокого наводороживания в титановой коллекторной трубе в области сварного шва № 62. Традиционный способ восстановления работоспособности парогенераторов: глушение негерметичных секций [18].

5. Применение в проекте РУ РИТМ-200Н прямотрубного парогенератора, удельная паропроизводительность которого более чем в два раза выше ранее эксплуатирующихся змеевиковых позволит повысить надежность ПГ. Конфигурация парогенерирующих кассет должна обеспечить их компактное размещение в корпусе парогенерирующего блока. По сравнению с аналогом в новом парогенераторе изменены или упразднены узлы, которые создают условия локального повышения концентрации водорода, способствующего наводороживанию и выходу из строя трубной системы в процессе эксплуатации. Принимая во внимание сложность замены вышедших из строя кассет парогенератора, размещенных внутри корпуса парогенерирующего блока, приняты меры для повышения его живучести.

6. Основным источником поступления радионуклидов в окружающую среду при нормальной эксплуатации АСММ

с РУ РИТМ-200Н являются газоаэрозольные выбросы через высотную вентиляционную трубу. Конструктивные и технические решения проекта АСММ будут обеспечивать (минимизировать) величину выбросов радионуклидов ниже допустимых (по СП АС-03) уровней. Радиационное воздействие на население и окружающую среду в нормальной длительной эксплуатации, предполагаемых эксплуатационных нарушениях и проектных авариях не приведет к превышению установленных доз облучения населения и будет ограничиваться при запроектной аварии. Образующиеся в процессе эксплуатации жидкие и твердые радиоактивные отходы подвергаются переработке. Жидкие сбросы, содержащие радиоактивные и нерадиоактивные загрязнители, исключены проектными техническими решениями.

7. Наличие системы радиационного контроля АСММ должно обеспечить радиационный контроль (АСРК) на АСММ и ее промплощадке, а также в зоне наблюдения. В районе расположения АСММ (в период всего жизненного цикла АСММ) предусматривается проведение комплексного экологического мониторинга.

8. Основным недостатком для реализации проекта в Монголии является отсутствие национальных ядерных исследовательских центров, имеющих ядерные установки, а также подготовленного персонала, задействованного при разработке ядерных технологий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Батжаргал Д, Дашбал Б Современное состояние минерально-сырьевой базы Монголии. *Молодой ученый*. 2012;3(38):122-27. Batjargal D, Dashbal B. The current state of the mineral resource base of Mongolia. *Young scientist*. 2012;3(38):122-27 (In Russ.).
2. Наумов СС, Машковцев ГА. Минерально-сырьевая база урана Монголии: история создания, перспективы развития и освоения. *Минеральные ресурсы Монголии в XXI веке: Тезисы докладов*. Улан-батор, 2006. Naumov SS, Mashkovtsev GA. The mineral resource base of Mongolia's uranium: the history of creation, prospects for development and development. *Mineral resources of Mongolia in the XXI century*. Ulaanbaatar, 2006. (In Russ.).
3. Черашев ДВ. Перспективы сотрудничества России и развивающихся стран в горно-металлургическом комплексе. *Российский внешнеэкономический вестник*. 2021; 12:69-88. Cherashev DV. Prospects for cooperation between Russia and developing countries in the mining and metallurgical complex. *Russian Foreign Economic Bulletin*. 2021; 12:69-88. (In Russ.).
4. Калинин РР, Хатмуллин АР. Монголия как новый центр борьбы за ресурсы: Перспективы российско-монгольского сотрудничества в области атомной энергетики, освоения и добычи полезных ископаемых. *Доклады ПИР-Центра*. 2024;41:43. URL: <https://pircenter.org/wp-content/uploads/2024/08/24-08-14-Russia-Mongolia-Cooperation-RUS.pdf>.
5. Построение полного ЯТЦ Национальная атомная компания «Казатомпром». URL: http://www.kazatomprom.kz/ru/pages/Postroenie_polnogo_YaTTs. Building a complete NFC Kazatomprom National Nuclear Company. Available from: http://www.kazatomprom.kz/ru/pages/Postroenie_polnogo_YaTTs. (In Russ.).
6. Мировая карта месторождений: Урановый холдинг «АРМЗ». URL: <http://www.armz.ru/html5/map.php?lang=rus>. World map of deposits: ARMZ Uranium Holding. – Available from: <http://www.armz.ru/html5/map.php?lang=rus>. (In Russ.).
7. Mongolia's development of the most important minerals opens up new opportunities and poses new challenges. *NBR*. 08/16/2023 Available from: <https://www.nbr.org/publication/mongolias-development-of-critical-minerals-opportunities-and-challenges>.
8. Экономика Монголии выросла на 6,8 % по итогам 2023 года – вице-премьер. *Financial One*. URL: <https://fomag.ru/news-streem/ekonomika-mongolii-vyroslo-na-6-8-po-itogam-2023-goda-vitse-premer>.
9. Mongolia's economy grew by 6.8% by the end of 2023 - Deputy Prime Minister. *Financial One*. Available from: <https://fomag.ru/news-streem/ekonomika-mongolii-vyroslo-na-6-8-po-itogam-2023-goda-vitse-premer> (In Russ.).
10. Очирбат П. Угольная промышленность Монголии: состояние и перспективы развития. *Записки Горного института*. 2017. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/ugolnaya-promyshlennost-mongolii-sostoyanie-iperspektivy-razvitiya>.
11. Очирбат П. Mongolia's coal industry: the state and prospects of development. *Notes of the Mining Institute*. 2017. Available from: <https://cyberleninka.ru/article/n/ugolnaya-promyshlennost-mongolii-sostoyanie-iperspektivy-razvitiya> (In Russ.).
12. Исупов ВП, Шацкая ИА, Бородулина ИА. Уран в минерализованных озерах Западной Монголии и сопредельной территории России: ресурсы, источники накопления, пути инновационного освоения. *Химия в интересах устойчивого развития*. 2014;22(4):429-36.

Isupov VP, Shatskaya SS, Borodulina IA. Uranium in mineralized lakes of Western Mongolia and adjacent territory of Russia: resources, sources of accumulation, ways of innovative development. *Chemistry in the interests of sustainable development*. 2014;22(4):429-36. (In Russ.).

12. Данилов ЮГ, Никифорова ВВ, Леонтьев СП и др. ГОК «Эрдэнэт»: история и перспективы развития. *Горная промышленность*. 2019;5:24-7.

Danilov YuG, Nikiforova VV, Leontiev SP, et al. GOK «Erdenet»: history and prospects of development // *Mining industry*. 2019;5:24-7. (In Russ.).

13. Материалы обоснования лицензии на осуществлении деятельности в области использования атомной энергии – сооружение ядерной установки «Энергоблок № 1 Якутской атомной станции малой мощности (п. Усть-Куйга, Усть-Янский улус)». Книга 1: Материалы обоснования лицензии на сооружение YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0001.R. АО «Концерн Росэнергоатом». Москва, 2023: 89.

Materials substantiating the license to carry out activities in the field of atomic energy use – construction of a nuclear installation “Power unit No. 1 of the Yakut low-power nuclear power plant (Ust-Kuiga, Ust-Yansky Ulus)”. Book 1: Materials substantiating the license for the construction of YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0001.R. / JSC Concern Rosenergoatom. Moscow, 2023: 89. (In Russ.).

14. Материалы обоснования лицензии на осуществлении деятельности в области использования атомной энергии – сооружение ядерной установки «Энергоблок № 1 Якутской атомной станции малой мощности (п. Усть-Куйга, Усть-Янский улус)». Книга 2: Предварительные материалы оценки воздействия на окружающую среду. YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0002.R. АО «Концерн Росэнергоатом». Москва, 2023: 227.

Materials substantiating the license to carry out activities in the field of atomic energy use – construction of a nuclear installation “Power unit No. 1 of the Yakut low-power nuclear power plant (Ust-Kuiga, Ust-Yansky Ulus)”. Book 2: Preliminary materials for environmental impact assessment. YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0002.R. Rosenergoatom Concern JSC. Moscow, 2023: 227 (In Russ.).

15. Материалы обоснования лицензии на осуществлении деятельности в области использования атомной энергии – сооружение ядерной установки «Энергоблок № 1 Якутской атомной станции малой мощности (п. Усть-Куйга, Усть-Янский улус)». Книга 3: Предварительные материалы оценки воздействия на окружающую среду. Продолжение YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0003.R. АО «Концерн Росэнергоатом». Москва, 2023: 318.

Materials substantiating the license to carry out activities in the field of atomic energy use – construction of a nuclear installation “Power unit No. 1 of the Yakut low-power nuclear power plant (Ust-Kuiga, Ust-Yansky Ulus)”. Book 3: Preliminary materials for environmental impact assessment. Continued YKT1.U.L530.0.000000.000000.016.GY.0003.R. Concern Rosenergoatom JSC. Moscow, 2023: 318 (In Russ.).

16. Кузнецов ВМ, Юрчевский ЕБ, Спиридонов ВП. Безопасность атомной электростанции малой мощности проекта 20870: Часть 1: Анализ безопасности прототипов АСММ. *Энергосбережение и водоподготовка*. 2022;6(140):60-72.

Kuznetsov VM, Yurchevsky EB, Spiridonov VP. Safety of the low-power nuclear power plant of Project 20870: Part 1: Safety analysis of ASMM prototypes. *Energy saving and water treatment* 2022;6(140):60-72. (In Russ.).

17. Кузнецов ВМ, Юрчевский ЕБ, Спиридонов ВП. Безопасность атомной электростанции малой мощности проекта 20870: Часть 2: о надежности прототипов АСММ. *Энергосбережение и водоподготовка*. 2023;1(141):65-75.

Kuznetsov VM, Yurchevsky EB, Spiridonov VP. Safety of the low-power nuclear power plant of Project 20870: Part 2: On the reliability of ASMM prototypes. *Energy saving and water treatment*. 2023;1(141):65-75. (In Russ.).

18. Кузнецов ВМ. Плавающие АЭС России. Москва, 2000:64.

Kuznetsov V. M. Floating nuclear power plants of Russia. Moscow, 2000;64 (In Russ.).

19. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): санитарные правила. URL: <https://www.ntcexpert.ru/documents/docs/nrb-99-2009.pdf>.

Radiation safety standards (NRB-99/2009): sanitary rules. Available from: URL: <https://www.ntcexpert.ru/documents/docs/nrb-99-2009.pdf>. (In Russ.).

СВЕДЕНИЯ ОБ АВТОРАХ

ABOUT THE AUTHORS



Владимир Михайлович Кузнецов –
д-р техн. наук, профессор, ООО «Группа
компаний «ИнтеллектСервис», 115088, г.
Москва, Российская Федерация,
e-mail: kuznetsov1956@mail.ru

Vladimir M. Kuznetsov –
Doctor of Technical Sciences, Professor, LLC
«Group of companies Intellectualservice», 115088,
Moscow, Russian Federation,
e-mail: kuznetsov1956@mail.ru



Валерий Петрович Спиридонов –
кандидат технических наук, профессор,
Академия Государственной противопожарной
службы Министерства РФ по делам
гражданской обороны, чрезвычайным
ситуациям и ликвидации последствий
стихийных бедствий, 129366, г. Москва,
Российская Федерация, e-mail: svp-vak@mail.ru

Valery P. Spiridonov –
Candidate of Technical Sciences, Professor,
Academy of the State Fire Service Ministry of the
Russian Federation for Civil Defense, Emergencies
and Elimination of Consequences of Natural
Disasters, 129366, Moscow, Russian Federation,
e-mail: svp-vak@mail.ru



Валентина Валерьевна Спиридонова –
научный сотрудник ВНИИГеосистем ФГБУ
«ВНИГНИ», 105118, г. Москва, Российская
Федерация, e-mail: v.spiridonova@geosys.ru

Valentina V. Spiridonova –
research Associate VNIIGeosystem FSBI «VNIGNI»,
105118, Moscow, Russian Federation, e-mail:
v.spiridonova@geosys.ru

Критерии авторства / Contribution:

Авторы заявляют о равном вкладе каждого в работу над статьей / The authors participated equally in the writing and collection of the material, as well as its processing.

Конфликт интересов / Conflict of interest:

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов / The authors declare no conflict of interest.

Информация о статье

Поступила в редакцию: 09.10.2024.

Поступила после рецензирования: 28.11.2024.

Принята к публикации: 28.01.2025.

Article info

Received: 09.10.2024.

Revised: 28.11.2024.

Accepted: 28.01.2025.