

СУДОВЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ, СИСТЕМЫ И УСТРОЙСТВА

DOI: 10.21821/2309-5180-2022-14-6-945-960

ANALYSIS OF NEW TECHNICAL SOLUTIONS FOR THE RITM-200 REACTOR PLANT IN THE PROJECT 22220 OF UNIVERSAL NUCLEAR ICEBREAKERS

V. I. Korolev

Admiral Makarov State University of Maritime and Inland Shipping,
St. Petersburg, Russian Federation

The project 22220 of a new two-stage universal nuclear icebreaker involves the construction of 5 similar icebreakers to work in the Arctic. At the same time, two icebreakers of this project are already in operation. RITM-200 reactor installations are installed on icebreakers. The main feature of these reactor installations (RI) is the monoblock layout of the main equipment. This type of layout should gradually replace existing since 1975 and a positively proven block layout of the reactor installation. To date, the development of new reactor installations is small and it is too early to talk about the practical results of their operation, but it is possible to discuss new technical solutions in the project. At the same time, there is a long experience in the operation of previous projects of nuclear icebreakers (10520, 10521, 10580) with a total operating time of about 400 reactor years. The received comprehensive information on the creation and operation of these facilities is a solid basis for comparing the technical solutions used on new universal nuclear icebreakers, including on the reactor installations. A methodology for comparing already known technical solutions for existing installations with new ones proposed by the designer is proposed in the paper. In this situation, the author acts as an independent expert with an assessment of the relative positivity of new technical solutions. At the same time, the assessment is carried out according to 6 comparison criteria developed on the basis of the analysis of the accompanying technical documentation on reactor installation developed by the Afrikantov OKBM. Six most important new integrated technical solutions for the modernization of the reactor installation for universal nuclear icebreakers are considered. Such an analysis is also important because an optimized power unit for low-power floating nuclear power plants is being developed on the basis of the design experience gained. As an energy source, two RHYTHM-200M steering wheels are used here. In addition, the RITM-400 reactor plant with a thermal capacity of 315 MW for the leader icebreaker with a capacity of 120 MW is conceptually similar to the RITM-200 and the differences are mainly due to increased thermal power and an increased number of energy loops while maintaining dimensions. The analysis has showed that the complexes of technical solutions mainly have a high relative positivity and take into account the latest scientific achievements and technology development.

Keywords: comparison criteria, operational indicators, reactor installation, block, monoblock, pressurized water reactor, permissible pressure, steam temperature, moisture separation, further modernization, overall indicator, core.

For citation:

Korolev, Vladimir I. "Analysis of new technical solutions for the RITM-200 reactor plant in the project 22220 of universal nuclear icebreakers." *Vestnik Gosudarstvennogo universiteta morskogo i rechnogo flota imeni admirala S. O. Makarova* 14.6 (2022): 945–960. DOI: 10.21821/2309-5180-2022-14-6-945-960.

УДК 629.12-8:621.039

АНАЛИЗ НОВЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ПО РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ «РИТМ- 200» В ПР. 22220 УНИВЕРСАЛЬНЫХ АТОМНЫХ ЛЕДОКОЛОВ

В. И. Королёв

ФГБОУ ВО «ГУМРФ имени адмирала С.О. Макарова»,
Санкт-Петербург, Российская Федерация

Проект 22220 нового двухосадочного универсального атомного ледокола предполагает постройку пяти аналогичных ледоколов для работы в Арктике. При этом три ледокола данного проекта уже находятся в эксплуатации. На ледоколах установлены реакторные установки «РИТМ-200». Отмечается, что основной особенностью данных реакторных установок является моноблочная компоновка основного оборудования. Такой тип компоновки должен постепенно заместить существующую с 1975 г., положительно зарекомендовавшую себя блочную компоновку реакторной установки. К настоящему моменту наработка новых реакторных установок невелика, поэтому преждевременно делать выводы о практических результатах их эксплуатации, но можно обсуждать новые технические решения проекта. Существует длительный опыт эксплуатации предыдущих проектов атомных ледоколов (пр. 10520, 10521, 10580) с суммарной наработкой около 400 реакторолет. Полученная разносторонняя информация по созданию и эксплуатации данных объектов является базой для сопоставления технических решений, которые нашли применение на новых универсальных атомных ледоколах, в том числе по реакторным установкам. В работе предложена методология сопоставления уже известных технических решений по действующим установкам с новыми, предлагаемыми проектантом. В данной ситуации автор выступает как независимый эксперт с оценкой относительной позитивности новых технических решений. При этом оценка производится по шести критериям сопоставления, выработанным на основе анализа сопроводительной технической документации по РУ, разработанной «ОКБМ Африкантов». Рассматриваются шесть наиболее важных новых комплексных технических решений по модернизации РУ для универсальных атомных ледоколов. Такой анализ важен также и в связи с тем, что на базе полученного опыта проектирования разрабатывается оптимизированный энергоблок для плавучих и наземных атомных теплоэлектростанций малой мощности. В качестве энергоисточника здесь используются две РУ «РИТМ-200М». Кроме того, реакторная установка «РИТМ-400» тепловой мощностью 315 МВт для ледокола-лидера мощностью 120 МВт концептуально аналогична «РИТМ-200», отличия связаны в основном с повышенной тепловой мощностью и увеличенным количеством энергетических петель при сохранении габаритов. Анализ показал, что комплексные технические решения в основном имеют высокую относительную позитивность и учитывают новейшие научные достижения и развитие технологий.

Ключевые слова: критерии сопоставления, эксплуатационные показатели, реакторная установка, блочная, моноблочная, водо-водяной реактор, допустимое давление, температура пара, сепарация влаги, дальнейшая модернизация, габаритные показатели, активная зона.

Для цитирования:

Королёв В. И. Анализ новых технических решений по реакторной установке «РИТМ-200» в пр. 22220 универсальных атомных ледоколов / В. И. Королёв // Вестник Государственного университета морского и речного флота имени адмирала С. О. Макарова. — 2022. — Т. 14. — № 6. — С. 945–960. DOI: 10.21821/2309-5180-2022-14-6-945-960.

Введение (Introduction)

Выбор новых технических решений при разработке и строительстве реакторных установок (РУ) атомных ледоколов в первую очередь базируется на анализе и обобщении опыта эксплуатации предыдущих поколений РУ, достигнутых успехах в научных исследованиях и развитии технологий [1]. В практическом смысле при выборе новых технических решений, применяемых в РУ, следует ориентироваться на вполне определенные критерии сопоставления (КС), которые на данный момент являются предпочтительными с точки зрения проектанта. На основе анализа сопроводительной технической документации по РУ, разрабатываемой «ОКБМ Африкантов», можно выделить некоторые основные направления по оптимизации вновь создаваемых РУ. С учетом предпочтений проектанта предлагаются следующие наиболее важные КС, которые можно использовать для сопоставления вариантов технических решений по совершенствованию РУ для атомных ледоколов:

- ядерная и радиационная безопасность (достижение наибольших показателей);
- массогабаритные показатели (минимально достижимые при выполнении других критериев);
- маневренные показатели (максимально возможные);
- технико-экономические показатели (максимально достижимые в сочетании с другими основными требованиями);
- стоимость изготовления (минимально возможная);
- стоимость эксплуатации (минимальная по управлению, обслуживанию и ремонту).

КС связаны между собой сложными зависимостями и обычно улучшая один из критериев, приходится одновременно считаться с некоторым ухудшением других. Поэтому принимаются та-

кие решения, которые должным образом по согласию проектантов оборудования, изготовителей оборудования и эксплуатационного персонала атомных ледоколов удовлетворяют некоторому комплексному подходу, не снижая основные потребительские качества конечного изделия. При этом учитываются новые требования к конечному продукту, а также возможность совершенствования и существующий уровень развития технологий. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности можно отождествить с надежностью комплектующего РУ оборудования, максимальным использованием физических закономерностей и технических решений, позволяющих не допускать или сводить к минимуму возможные последствия от аварийных ситуаций, гарантируя безопасность на основе естественных обратных связей, процессов и характеристик, а также защитой от внешних воздействий [2].

Минимальные массогабаритные показатели важны с точки зрения получения дополнительного пространства для размещения оборудования и жилых помещений на судне гражданского назначения и дополнительных скоростных преимуществ для кораблей ВМФ. Максимально возможная маневренность важна с точки зрения безопасности судовождения и экономии ядерного топлива в течение навигации [3]. Максимальные технико-экономические показатели важны с точки зрения снижения эксплуатационных затрат. Минимальная стоимость изготовления связана с рациональным выбором предприятия-изготовителя с учетом существующего на этом предприятии развития технического прогресса. Минимальные эксплуатационные затраты связаны с комфортностью управления, доступностью и ремонтпригодностью оборудования.

Методы и материалы (Methods and Materials)

В выработке принимаемых решений, как правило, участвуют высококвалифицированные специалисты, взаимодействующие при разработке, создании и последующей эксплуатации РУ. При этом добиваются максимально взвешенного результата по всем аналитическим направлениям, не исключая противоречивые. Согласно результатам практических исследований, часто возникают различные подходы к формированию решений у проектантов и эксплуатационников как лиц, наиболее заинтересованных в конечном результате. Это не удивительно, поскольку представители данных групп специалистов находятся в различных вербальных системах. При этом для устранения возникающих противоречий при строительстве атомных судов на заводе-изготовителе (ОАО «Балтийский завод») формируется группа наблюдения, состоящая из опытных эксплуатационников. Однако даже такие меры не устраняют последующие разногласия по ряду проблем. В этой связи на стадии проектирования, строительства и последующей эксплуатации необходимо обсуждать принимаемые решения с привлечением как можно большего количества специалистов-экспертов из групп проектирования, изготовления и эксплуатации конечного изделия.

При принятии конкретных решений может использоваться *методология экспертных оценок*, которая позволяет максимально учитывать мнение наибольшего количества экспертов, в том числе независимых. Для каждого предлагаемого проектантом *нового технического решения* следует в тестовом режиме организовать опрос специалистов-экспертов из заинтересованных групп участников процесса создания нового проекта (атомного ледокола), а также независимых экспертов. Далее рассматриваются основные положения учета оценок каждого эксперта по новым техническим решениям. При этом сопоставляются решения, уже известные по действующим установкам, с новыми, предлагаемыми проектантом. Допустим, экспертизе подлежит некоторое количество новых решений, которые важны с точки зрения всех участвующих экспертов. По каждому k -му решению всеми экспертами заполняется опросная форма, которая может быть расширенной, в соответствии с предложенной оценкой (учитывает большую детализацию), или построенной по формальной логике: *да, нет* (1; 0). При расширенной оценке предлагается ввести оценочный балл, находящийся в рамках единой шкалы для всех экспертов, т. е. $a_{ij}^{(k)} \in [a^{\min} \dots a^{\max}]$, где $a_{ij}^{(k)}$ — оценочный балл по i -му КС из общего количества $n_{\text{КС}}$, предложенный j -м экспертом при обсуждении k -го технического решения; $a^{\min}$, $a^{\max}$ — соответственно минимальная и максимальная оценки.

Далее по каждому решению $k \in [1, 2, 3 \dots n_k]$ и эксперту $j \in [1, 2, 3 \dots n_j]$ оценивается относительная доля позитивности $\prod_k$ в рассматриваемом решении:

$$\prod_k = \frac{1}{a^{\max} n_{\text{КС}}} \sum_{i=1}^{n_{\text{КС}}} a_{ij}^{(k)} k_{ij} \geq [\bar{a}_k],$$

где k_{ij} — рейтинг КС, предложенный j -м экспертом по i -му КС или по общему согласию всех экспертов в принятой схеме сопоставления либо весовой коэффициент по данному КС;

$[\bar{a}_k]$ — допустимая величина относительной позитивности по k -му техническому решению.

Если по какому-либо техническому решению неравенство не выполняется, то данный эксперт может вступить в дискуссию с оппонентом (например, проектировщиком) и добиться от него необходимых разъяснений.

В рамках отмеченных КС ($n_{\text{КС}} = 6$) в статье рассматриваются следующие комплексные технические решения:

1. Выбор теплотехнических параметров, определяющих экономические показатели РУ и ЯЭУ в целом.
2. Выбор конструктивных решений по реактору, включающие активную зону, внутриреакторные устройства, ресурсы развития.
3. Выбор конструктивных решений по парогенераторам.
4. Организация принудительной и естественной циркуляция теплоносителя.
5. Организация управления РУ, элементная база.
6. Подходы к организации систем безопасности и расширение их функций.

Результаты (Results)

1. *Выбор теплотехнических параметров, определяющих экономические показатели РУ и ЯЭУ в целом.*

В России достигнуты значительные успехи в проектировании и изготовлении водо-водяных реакторов для плавучих объектов и, в частности, для атомных ледоколов, которые эксплуатируются с 1959 г. При этом основные параметры определяющие экономические показатели РУ, практически мало изменяются [4]. Данное обстоятельство имеет объективные основания и ограничивается концепцией существования водо-водяных реакторов. На рис. 1 показана схема, показывающая связь параметров теплоносителя и генерируемого пара и возникающие при этом ограничения в РУ в рамках концепции водо-водяных реакторов.

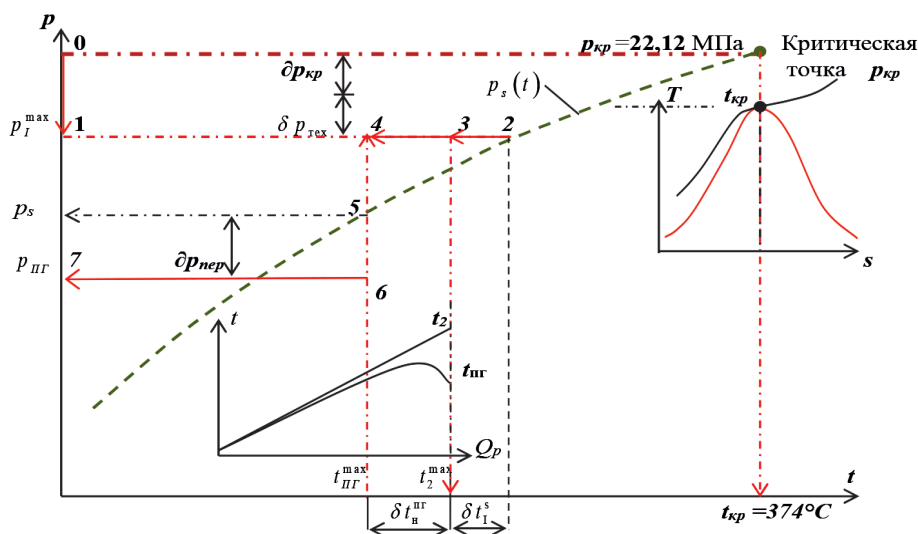


Рис. 1. Схема, показывающая связь параметров теплоносителя и генерируемого пара и возникающие ограничения в РУ в рамках концепции водо-водяных реакторов

Поскольку среда критических и сверхкритических параметров не обеспечивает необходимого замедления нейтронов, ее нужно исключить из концепции водо-водяных реакторов. Критическое давление для воды соответствует значению $p_{кр} = 22,12$ МПа (точка θ на рис. 1). Для недопущения этого значения давления необходимо предусмотреть запас $\delta p_{кр}$ (отрезок $0I$), учитывающий возможное его отклонение при эксплуатации. Запас в 15–20 % гарантированно обеспечивает невозможность критического давления в первом контуре. Однако даже с учетом этого запаса давление в первом контуре будет достаточно высоким с точки зрения обеспечения длительной надежной эксплуатации реактора. Российская и мировая промышленность допускает обеспечение надежности эксплуатации стационарных реакторов при давлении в первом контуре 16 МПа. При этом транспортные реакторы находятся в более сложных эксплуатационных условиях и для них на первых порах было принято пониженное эксплуатационное давление в первом контуре, порядка 13,2–13,5 МПа. При оценке допустимого давления в первом контуре для транспортных реакторов следует ввести дополнительный запас на технологическую допустимость длительного давления в контуре — $\delta p_{тех}$. Таким образом максимально допустимое давление в первом контуре будет оцениваться из выражения $p_I^{max} = p_{кр} - \delta p_{кр} - \delta p_{тех}$.

В РУ «РИТМ-200» технологический запас $\delta p_{тех}$ снижен и примерно равен запасу, принятому на стационарных реакторах, что свидетельствует о повышении уровня доверия к строительству корпусов реакторов и достигнутому положительному опыту эксплуатации транспортных реакторов. В соответствии с [5] давление увеличено в целях исключения фазового превращения и стабильного водно-химического и газового режима теплоносителя при использовании газовой системы компенсации давления.

Для недопущения кипения теплоносителя следует создать запас до температуры насыщения δt_I^s (отрезок 23 на рис. 1). С учетом этого допущения максимальная температура теплоносителя составит $t_2^{max} = t_s(p_I^{max}) - \delta t_I^s$. Минимальный недогрев теплоносителя до температуры насыщения δt_I^s в РУ «РИТМ-200» составляет 31 °С, что примерно в 2 раза превышает недогрев на предыдущих проектах атомных судов. Принципиально можно увеличить температуру теплоносителя на выходе активной зоны с учетом повышения давления в первом контуре. В работе [5] отмечается, что предусмотрена возможность увеличения паропроизводительности за счет повышения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны.

Температура пара в парогенераторе меньше температуры теплоносителя на величину недогрева в парогенераторе $\delta t_{нг}^{пг}$ (отрезок 34 на рис. 1) и максимально возможная температура пара в этом случае составит $t_{пг}^{max} = t_2^{max} - \delta t_{нг}^{пг}$. В РУ «РИТМ-200» величина недогрева пара до температуры теплоносителя на выходе секций парогенераторов составляет 18 °С, что несколько превышает значения недогрева пара на ранее построенных ледоколах. Одновременно снижается температура пара на выходе из парогенераторов. Пониженная температура пара объясняется особенностью конструкции парогенераторов, установленных на РУ «РИТМ-200».

В транспортных РУ традиционно используется слабо перегретый пар, что позволяет снизить конечную влажность пара при однокорпусной конструкции турбины (без применения промежуточной сепарации влаги). Данное решение снижает достижимый КПД паротурбинной установки по сравнению с возможным КПД при использовании насыщенного пара с аналогичной температурой (увеличенное давление). Следует отметить, что рост давления генерируемого пара при неизменной температуре приводит к росту его конечной влажности. Применение промежуточной межкорпусной сепарации влаги в паротурбинном цикле позволит избежать повышенной конечной влажности. Данное решение создает определенный запас на повышение параметров пара в паротурбинной установке. В целом увеличение температуры теплоносителя на выходе активной зоны и уменьшение величины недогрева позволит поднять температуру пара на выходе парогенераторов.

Для получения перегретого пара в РУ необходимо уменьшить давление за парогенераторами по отношению к давлению насыщения для принятой температуре пара на величину $\delta p_{пер}$ (отрезок 5б на рис. 1). Тогда давление за парогенератором составит $p_{пг} = p_s(t_{пг}^{max}) - \delta p_{пер}$. Давление пара

на выходе из парогенераторов в ранее построенных атомных ледоколах составляло 3,2–3,4 МПа. Увеличить давление за парогенераторами, и, следовательно, повысить КПД паротурбинного цикла можно за счет выполнения главной турбины двухкорпусной и введения промежуточной сепарации влаги. Данное решение реализовано на РУ «РИТМ-200» — давление пара за парогенераторами повышено до 3,83 МПа. Следует отметить, что на атомных ледоколах впервые используется двухкорпусная турбина и промежуточная сепарация влаги.

Рассмотренные параметры в основном оказывают влияние на технико-экономические показатели и маневренные характеристики. Техничко-экономические показатели несколько ухудшаются из-за снижения температуры генерируемого пара. При этом повышенное давление пара и заложенный запас на возможное повышение температуры могут создать дополнительный эффект. Применение промежуточной сепарации влаги также несколько повышает экономичность и надежность турбины, но оказывает отрицательное влияние на ее маневренные характеристики из-за введения дополнительных аккумулирующих энергию объемов. Заложенные запасы по параметрам позволяют обеспечить дальнейшую модернизацию — форсировать мощность или обеспечить дальнейшее наращивание энергоресурса, что делает установку привлекательной для использования на объектах различного назначения [5]. Относительная позитивность рассмотренных технических решений ($k = 1$), вычисленных по формуле, составляет $\prod_{k=1} = 0,66$.

2. Выбор конструктивных решений по реактору, включающих активную зону, внутриреакторные устройства и ресурсы развития.

В РУ «РИТМ-200» удалось добиться существенного снижения поперечных габаритных показателей РУ за счет перехода от блочной к моноблочной (интегральной) компоновке, т. е. размещения в одном центральном корпусе активной зоны и теплообменной поверхности ПГ (кассеты ПГ). Это позволяет выполнять общую термообработку интегрированного корпуса и транспортировать его с предприятия-изготовителя по железной дороге РФ. За счет более плотной компоновки РУ площадь, занимаемая защитной оболочкой РУ, снизилась более чем в 2,5 раза. Однако высота корпуса при этом возросла с 3,9 до 7,3 м. С инженерной точки зрения конструктивные решения по корпусу реактора и корпусным конструкциям являются уникальными. Максимально сохранена комплектность соединяемых сваркой составляющих корпуса. При этом появились дополнительные элементы корпуса: обечайка с патрубками и обечайка нижняя. Внутри корпуса установили смеситель и клапанную коробку. Данные элементы адаптированы к особенностям охлаждения секций парогенераторов, а также принудительной и естественной циркуляции теплоносителя.

Внутриреакторные устройства аналогичны стационарным реакторам. Появилась шахта внутрикорпусная, блок труб и устройств с тягово-соединительным устройством вместо привычной сборки 03 (блок выемной) с набором плит и устройств. При отсутствии опыта и устоявшейся нормативной базы назначенный ресурс первых установок типа ОК-900 составлял не более 25–30 тыс. ч. По результатам дальнейшей работы первоначально назначенный срок эксплуатации продлевался этапами, сначала до наработки 100 тыс. ч, впоследствии продленный ресурс достиг наработки 200 тыс. ч, затем — 235 тыс. ч и планируется возможность его дальнейшего повышения [6]. Вместе с тем в процессе эксплуатации выявлены факторы, влияющие на повреждаемость оборудования и снижающие надежность и ресурсные характеристики. Основными из них являются: термоциклические нагрузки, накопление водорода в теплоносителе и конструкционных материалах, нодульная коррозия циркониевых сплавов и др. Так, для корпусной стали 48-ТС атомных ледоколов «Таймыр» и «Вайгач» экспериментально обоснованы аналитические зависимости коэффициента радиационного охрупчивания до флюенса $5 \cdot 10^{20}$ 1/см² при продлении ресурса реакторов до наработки 200 тыс. ч. В рамках работ по продлению ресурса до 235 тыс. ч и более разрабатывается технология «мокрого» отжига корпусов реакторов при 330 °С с выдержкой не менее 100 ч для частичного восстановления радиационно поврежденной структуры металла и снижения температуры гидроиспытаний [7]. Имеющийся опыт эксплуатации и аналитические разработки позволили

в новом проекте увеличить проектный ресурс незаменимого оборудования до 320 тыс. ч, заменяемого — до 160 тыс. ч, срок службы — до 40 лет [7]. Это стало возможным в результате изучения послеексплуатационных свойств конструкционных материалов и оптимизации режимов работы установок для снижения повреждаемости оборудования.

По отношению к ранее используемым для атомных ледоколов реакторам имеются некоторые изменения. Например, увеличено число приводов компенсирующих групп (КГ) с пяти до двенадцати и число исполнительных механизмов (ИМ) аварийной защиты (АЗ) с четырех до шести исходя из условия обеспечения ядерной безопасности и учетом изменения физических характеристик активной зоны. С внутренней стороны корпуса ко всем малым патрубкам приварены вертикальные трубы, заканчивающиеся в верхней части корпуса, что обеспечивает при обрыве внешнего трубопровода истечение теплоносителя при наибольшей температуре и, следовательно, способствует более раннему вскипанию теплоносителя и истечению его в паровой фазе. Задержка в выходе теплоносителя из реактора повышает ядерную и радиационную безопасность. В пр. «РИТМ-200» дополнительно предусмотрены ультразвуковой датчик (сигнализатор) уровня в ПГБ и измерение температуры среды (до 800 °С) в условиях осушения активной зоны. Данные решения по расширению используемых средств измерения направлены на повышение ядерной и радиационной безопасности и управлению запроектными авариями, сопровождающимися снижением уровня теплоносителя в парогенерирующем блоке (ПГБ).

Развитие транспортных активных зон претерпело как минимум два больших этапа, отличающихся подходами к проектированию, которые в свою очередь были обусловлены потребностью времени [8]. На первом этапе ставилась задача создать компактную активную зону большой мощности в первую очередь для нужд ВМФ Советского Союза. Реализация этой задачи была сложной, поскольку высокая тепловая энергонапряженность активной зоны не позволяла обеспечить ей необходимую надежность. Сложно решались вопросы сохранения герметичности оболочек твэл, поэтому потребовался длительный период совершенствования, чтобы добиться приемлемых результатов. В конечном итоге требования по сближению энергоресурса и энергозапаса активных зон были практически удовлетворены.

На втором этапе общий подход к проектированию был несколько изменен, так как активные зоны были ориентированы в основном на гражданские плавучие объекты и появилась возможность продвигать Российские компактные РУ на международный рынок (путь на глобализацию Российских ядерных технологий, провозглашенный ГК «Росатом» в 2013 г.). В дальнейшем разработчикам и изготовителям активных зон была поставлена задача добиться для новых активных зон более высоких показателей надежности и увеличенного энергозапаса. При этом однозначно не ставилась цель по обеспечению компактности активных зон. Кроме того, возникла необходимость получить международное признание российских транспортных активных зон. Поэтому новые активные зоны были существенно доработаны. В качестве прототипа использовалась активная зона стационарных ядерных реакторов типа ВВЭР-1000 и были учтены международные требования по нераспространению ядерного оружия. С появлением моноблочной компоновки РУ представилась возможность некоторого увеличения размеров активной зоны и, соответственно, повышения ее энергозапаса.

В течение последних 20 лет достигнут и подтвержден эксплуатацией высокий уровень надежности, радиационно-экологической безопасности и экономичности серийных активных зон 14–10–3, 14–10–3М(П), 14–5/04УМ. По данным завершивших эксплуатацию двадцати активных зон (~25 тыс. твэлов) обеспечен нулевой уровень отказа. В частности, не отмечено ни одного отказа в пределах назначенного ресурса; снижены дозовые нагрузки персонала в 100 раз; к периоду завершения эксплуатации состояние активных зон не выходит за уровень газовой неплотности. При этом результаты достигнуты в условиях жестких маневренных режимов атомных ледоколов [6].

В активные зоны РУ четвертого поколения были внесены изменения, влияющие на повышение их надежности, такие как снижение удельного энерговыделения и максимальной плотности теплового потока в активной зоне. Снижение удельного энерговыделения обеспечивается за счет

уменьшения номинальной мощности активной зоны (пр. 20870) или увеличения объема активной зоны (пр. 22220) либо того и другого.

При заданной номинальной мощности реактора максимальная плотность теплового потока $q_s^{\max}$ может быть уменьшена за счет увеличения суммарной площади теплообменной поверхности твэл и (или) уменьшения объемного коэффициента неравномерности энерговыделения. Следует ожидать, что уменьшение максимальной плотности теплового потока приведет к повышению надежности твэл, поскольку снизятся максимальные температуры оболочек твэл и топлива. Уменьшение значения объемного коэффициента неравномерности энерговыделения (k_v^q) обеспечивается совершенствованием конструкции и качества эксплуатации активной зоны. Конструкция улучшается в части оптимального профилирования по топливу и выгорающему поглотителю (пространственного распределения топлива и выгорающего поглотителя), а также количества и оптимального размещения подвижных поглощающих элементов (ПЭЛ).

Качество эксплуатации определяется выбором оптимального алгоритма перемещения ПЭЛ в течение кампании. Снижение значений показателей энергонапряженности способствует также уменьшению влияния поверхностного кипения на надёжность активной зоны [8]. Так, активные зоны первого этапа развития характеризовались наличием поверхностного кипения на оболочках твэл при мощностях реактора более 55 % номинальной. При этом в потоке теплоносителя на выходе из активной зоны предполагалось небольшое паросодержание (2–4 %). Поверхностное кипение может быть одной из причин *нодулярной (нодульной) коррозии* циркониевых оболочек твэл. Таким образом, задача увеличения энергоресурса циркониевой активной зоны увязывалась с необходимостью ограничения поверхностного кипения на оболочках. Повышение давления в первом контуре и снижение максимальной плотности теплового потока в активных зонах ледоколов пр. 22220 способствует минимизации условий для возникновения поверхностного кипения.

Энергоресурс активной зоны непосредственно связан с удельным накоплением продуктов деления в топливной матрице. В процессе совершенствования судовых активных зон использовались технические решения, при которых максимальное накопление продуктов деления снижалось путем увеличения загрузки топлива (количества твэл) без повышения назначенного энергоресурса. Такой подход был характерным для первого этапа развития активных зон. Увеличение допустимого максимального накопления продуктов деления при нынешней конструкции твэл возможно за счет улучшения их качества изготовления, минимизации отклонений свойств оболочечных материалов, повышения качества эксплуатации активных зон. Следует ожидать некоторое увеличение максимального накопления продуктов деления из-за снижения максимальной плотности теплового потока в активной зоне.

Требование увеличения энергозапаса активной зоны связано в первую очередь с увеличением загрузки ядерного топлива. При этом одновременно решается задача *сохранения или увеличения ресурса твэл* в активной зоне за счет введения в твэл компенсаторов распухания, выравнивания энерговыделения, увеличения количества управляемых групп СУЗ, средств измерения, применяемого оболочечного материала и т. д. Так, в АО «ВНИИНМ» разработан хромоникелевый сплав 42ХНМ который успешно применяется в качестве материала оболочек твэлов атомных ледоколов, а также поглощающих стержней системы управления и защиты реакторов ВВЭР. Сплав перспективен для применения в оболочках твэлов дисперсионного типа для атомных станций малой мощности (установки «РИТМ-200» и «Шельф-М»), плавучего энергоблока, а также твэлов контейнерного типа ВВЭР в рамках концепции топлива, устойчивого к аварийным ситуациям [9].

Радикальным решением может стать использование ядерного топлива с повышенной ядерной плотностью — крупка двуокиси урана, диспергированная в неделяющуюся металлическую матрицу. При этом ураноемкость при прочих равных условиях (одинаковых объемных содержаниях) возрастает по сравнению с ранее применяемым интерметаллидным топливом в ~2,4 раза (с 2,57 до 6,05 г/см³), за счет чего можно увеличить энергозапас при обеспечении приемлемых технико-экономических показателей. Энергозапас активной зоны при высоте 1200 мм составляет 4,5 ТВт · ч, ресурс 75 тыс. ч,

что более чем в 2 раза превышает показатели серийных активных зон действующих ледоколов и при достигнутых на них темпах эксплуатации позволит обеспечить срок службы с одной загрузкой реактора 10–12 лет. При этом следует отметить, что в корпусе «РИТМ-200» заложены возможности размещения активных зон высотой 1650 мм, что позволяет в перспективе использовать для них низкообогащенное топливо, что важно для объектов экспортного применения с обеспечением энергоресурса 4,5–7 ТВт · ч без увеличения размеров [6]. Таким образом *совершенствование современных активных зон* для плавучих объектов с ЯЭУ осуществляется по направлению увеличения эффективной кампании, снижения удельной энергонапряженности, уменьшения протяженности зоны поверхностного кипения, увеличения максимального удельного накопления продуктов деления.

В работе [10] приведена экспресс-методика, с помощью которой можно предварительно проанализировать возможные варианты активных зон, удовлетворяющих любым наперед заданным условиям. Учитывая возможность дальнейшего развития РУ малой мощности на базе существующих корпусов и заложенных запасов увеличения высоты активной зоны, варьирования обогащения, применения различных топливных композиций и т. д. можно спрогнозировать основные характеристики активных зон, наиболее подходящих для конкретно поставленной задачи.

В рамках КС в РУ «РИТМ-200» повышается ядерная и радиационная безопасность при выборе решений по новой активной зоне. При этом увеличение диаметра и давления в корпусе интегрированном приводит к росту толщины стенок корпуса, что увеличивает динамические напряжения в стенках при варьировании мощностью. Это ограничивает регламентированное количество циклов изменения мощности и скорость изменения мощности, т. е. вызывает ухудшение маневренных характеристик. При этом количество регламентированных режимов эксплуатации оборудования увеличилось по сравнению с предыдущими проектами. Массогабаритные показатели РУ, с одной стороны, уменьшились по занимаемой площади, но с другой стороны, увеличилась высота ПГБ. Данный факт ограничивает применение РУ на ряде объектов ВМФ. Относительная позитивность рассмотренных технических решений ($k = 2$) составляет $\prod_{k=2} = 0,8$.

3. Выбор конструктивных решений по парогенераторам.

На атомных ледоколах блочной компоновки используются прямоточные парогенераторы с теплообменной поверхностью, образованной разнозаходными винтовыми змеевиками. При этом выпускались парогенераторы двух модификаций: ПГ-18 и ПГ-28 (ПГ-28С). Данные парогенераторы показали в среднем удовлетворительную надежность (по герметичности трубной системы) при большом разбросе показателей по отдельным ледоколам. На ряде ледоколов надежность трубной системы была весьма неудовлетворительной, на некоторых значительно лучше. В работе [7] отмечается низкий ресурс трубной системы парогенераторов.

При компоновке теплообменной поверхности в интегральных реакторах проблематично было использовать винтовые змеевики и разработчикам пришлось принципиально пересмотреть логику формирования теплообменной поверхности. Так были приняты прямоточные вертикально-модульные прямотрубные парогенераторы. При разработке таких парогенераторов необходимо было обеспечить ремонтпригодность теплообменной поверхности при появлении негерметичных трубок. На рис. 2 показана схема деления теплообменной поверхности на автономные участки для обеспечения ремонтпригодности в блочных и моноблочных РУ. При этом в блочных парогенераторах можно локализовать одну секцию при разгерметизации хотя бы одной трубки (змеевика), что составляет 13,75 м² (5% общей поверхности ПГ). В моноблочной РУ можно локализовать один модуль при разгерметизации парогенерирующего элемента (ПГЭ) или теплообменную поверхность 13,3 м² (4,7 % общей поверхности секции).

В результате новых проектных решений основной конструктивной составляющей в ПГБ стала кассета, которая включает семь модулей, имеющих самостоятельный вход рабочего тела и выход пара в общую полость. Предусмотрена возможность локализации питательной и паровой трубок непосредственно на борту. Кассета охвачена кожухом, в верхнюю часть которого поступает горячий

теплоноситель, омывающий вначале паровые трубки, а затем ПГЭ в модулях. Охлажденный теплоноситель выходит в кольцевой коллектор и поступает на всасывание ЦНПК. Три кассеты формируют секцию парогенератора с общим выходом пара, что является аналогом одного парогенератора в РУ блочной компоновки. Предусмотрена замена кассет парогенератора при среднем ремонте РУ.

а)

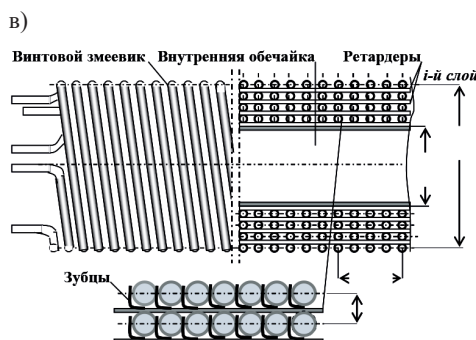
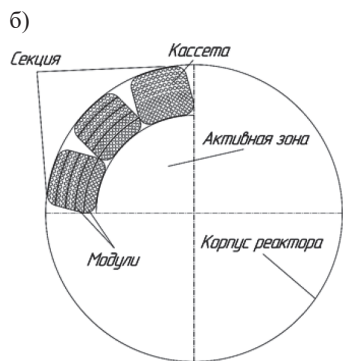
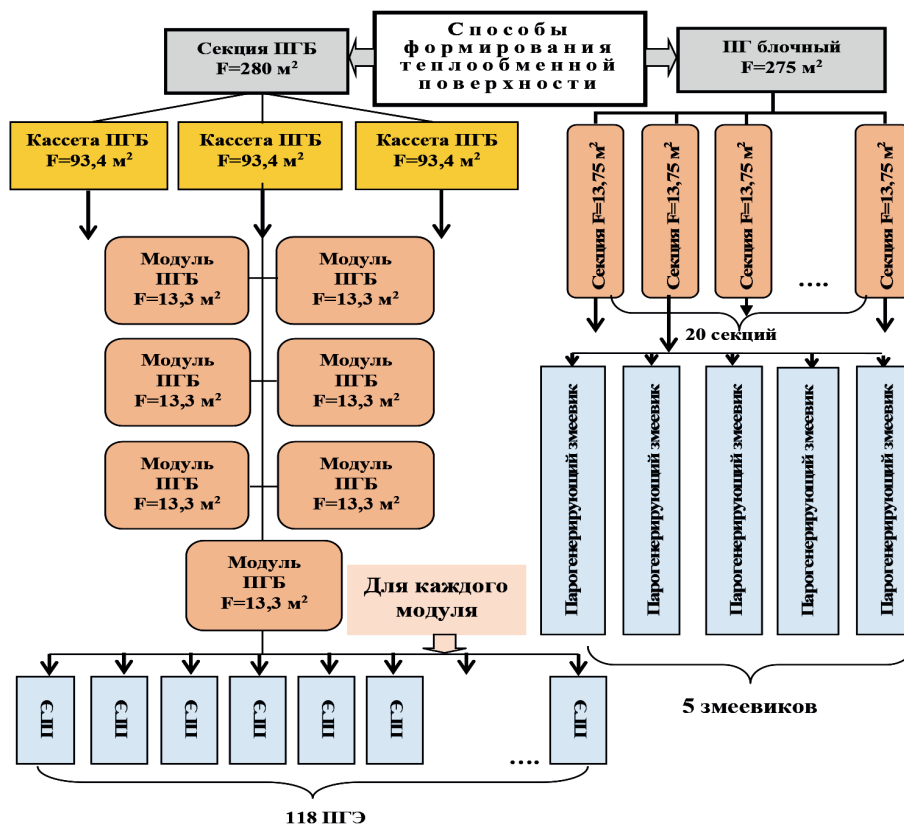


Рис. 2. Схема деления теплообменной поверхности на автономные участки в блочных и моноблочных ПГ для обеспечения их ремонтпригодности (а); расположение поверхности в моноблочной РУ (б) и блочной РУ(в)

По сравнению с аналогом (ПГ-28) 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 [5]. Локальное наводороживание титановых сплавов трубной системы парогенераторов приводит к их охрупчиванию и образованию трещин [7]. В ПГ-28 наводороживание происходит за счет термодиффузии растворенного в титановом сплаве водорода из более горячей в более холодные области. В конечном итоге наводороживание коллекторных трубок приводит к образованию сквозных трещин в районе резьбопаянных соединений [8].

При этом следует отметить, что количество герметизируемых сварных соединений для одного парогенератора (секции) увеличилось как минимум в 25 раз, что требует повышенного качества сборочных работ, высокой квалификации специалистов и усиленного контроля за качеством выполняемых работ. Кроме того, применение модульной компоновки вместо змеевиковой имеет следующие результаты:

- увеличение проходного сечения по рабочему телу в 3 раза (снижение скоростей рабочего тела на экономайзерном и пароперегревательном участках);
- уменьшение проходного сечения по рабочему телу для одного параллельно включенного элемента теплообменной поверхности в 8 раз;
- уменьшение линейного зазора для прохода рабочего тела через ПГЭ до 1 мм, требующее организации высокоэффективной очистки питательной воды от механических и иных примесей, поступающих на вход секций;
- принятые конструктивные решения по размещению входных трубок по питательной воде внутри выходных труб по пару привели к образованию «псевдорекуперативного» участка, где температура пара снижается за счет захлаживания входящей питательной водой [11].

В работе [7] отмечается, что прямотрубные прямоточные парогенераторы, принятые в проекте, имеют достаточный опыт эксплуатации, но для судовых установок являются инновационными. С точки зрения КС следует по формальным признакам констатировать снижение надежности и технико-экономических показателей для принятых решений по ПГ и отметить снижение стоимости обслуживания. Относительная позитивность технических решений ($k = 3$) составляет $\prod_{k=3} = 0,6$.

4. Организация принудительной и естественной циркуляции теплоносителя.

Отличительной особенностью ЦНПК, заявленных для «РИТМ-200», является использование вкладышей гидродинамических подшипников из силицированного графита, который потенциально имеет более высокую рабочую температуру, превышающую рабочую температуру ранее используемых графитопластов. Силицированный графит марки СГ-П 0,5 при трении имеет высокую износостойкость в дистиллированной воде при температуре до 300 °С, что дает основание использовать его в высокотемпературных подшипниках скольжения на водяной смазке. Следует отметить, что ограниченная рабочая температура (100 °С) графитопластов значительно усложняет эксплуатацию ЦНПК на блочных РУ и определяет жесткие условия по охлаждению электродвигателя насоса. В частности, в соответствии с инструкцией по эксплуатации, при отключенном охлаждении хотя бы одного ЦНПК необходимо остановить реактор во избежание деформации подшипников.

После практического апробирования новых подшипников и получения положительного результата можно снять ряд ограничений по охлаждению ЦНПК. При этом по-прежнему действует установка по необходимому режиму работы без охлаждения, так же, как на действующих ранее построенных атомных ледоколах. Кроме того, ЦНПК на РУ «РИТМ-200» имеют одну статорную обмотку. При этом условия эксплуатации ЦНПК на данный момент фактически не изменены и повторяются условия эксплуатации, предусмотренные для насосов, имеющих две статорные обмотки. Используется большая (3000 об/мин) и малая (1000 об/мин) частота вращения ЦНПК. Однако переход на малую частоту вращения осуществляется за счет питания ЦНПК от статического преобразователя частоты (ПЧ), который обеспечивает дискретные частоты вращения: 1000 и 3000 об/мин.

Существует потенциальная возможность обеспечить плавное изменение скорости вращения ЦНПК, т. е. изменение расхода теплоносителя через активную зону. Это позволяет реализовать альтернативную-комбинированную программу изменения мощности. Одновременно у ЦНПК РУ «РИТМ-200» повышен КПД с 45 % до 53 %, увеличен назначенный ресурс с 100 тыс. ч до 160 тыс. ч и период непрерывной работы с 8 тыс. ч до 26 тыс. ч, а также снижена потребляемая мощность ЦНПК на 37 %. С точки зрения КС при отработке ПЧ по надежности можно предполагать повышение ядерной и радиационной безопасности РУ, а также повышение технико-экономических показателей и снижение стоимости обслуживания.

Важнейшим конструкторским достижением в РУ «РИТМ-200», повышающим ядерную безопасность установки, является высокий уровень естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя. Оценки показывают, что для принятой компоновки активной зоны и теплообменной поверхности парогенераторов напор естественной циркуляции возрастает примерно в 1,8 раза по отношению к блочной РУ [11]. Кроме того, при аналогичных расходах теплоносителя снижено гидравлическое сопротивление кассет на ~50 % и на 60 % для циркуляционной петли, что в целом позволит допустить охлаждение активной зоны теплоносителем на ЕЦ при мощности реактора до 30 % номинального значения [5]. Относительная позитивность технических решений ($k = 4$) составляет $\prod_{k=4} = 0,85$.

5. Организация управления РУ, элементная база

В пр. 22220 система управления мощностью (расходом питательной воды) была усовершенствована, и гидромеханические автоматические системы были заменены на электромеханические с использованием программируемых логических контроллеров (ПЛК). При этом решающие части системы выполнены с применением микропроцессорных средств вычислительной техники, а регулирующие органы (клапаны, заслонки и др.) — с применением электромеханических приводов [8].

Функциональные алгоритмы реализуются в программируемом микропроцессорном контроллере, включающем микропроцессорный модуль, модули ввода / вывода аналоговых и дискретных сигналов, а также устройств и модулей связи с внешними приборами по последовательным интерфейсам. Все модули электрически и конструктивно связаны шиной параллельного интерфейса. Введение таких систем позволило отказаться от дроссельного клапана и обеспечить изменение расхода питательной воды по необходимому закону непосредственно за счет соответствующего перемещения питательного клапана (ПК). При этом заданный инженером-оператором расход непосредственно контролируется датчиками расхода питательной воды и отпадает необходимость в линеаризации перемещения ПК относительно расхода питательной воды. Кроме того, в пр. 22220 отказались от турбопитательных насосов и используются электропитательные насосы (ЭПН), что дает определенные преимущества по экономичности и качеству эксплуатации.

Необходимая статическая характеристика формируется в программном устройстве по отклику от ультразвуковых расходомеров и перепаду давления на питательном клапане. Необходимая частота вращения ЭПН обеспечивается за счет управления частотным регулятором (ЧР) — аналогом является управление частотой вращения турбопитательного насоса (ТПН). На рис. 3 показана схема формирования статической характеристики управления расходом питательной воды (аналог статической характеристики турбопитательной установки). При максимальном открытии ПК расход через клапан составляет 270 м³/ч при перепаде давления на клапане 0,3 МПа. При полностью закрытом ПК расход питательной воды не более 3,5 м³/ч и перепад на клапане составляет 1,6 МПа. Статическая характеристика (5) аппроксимируется выражением $\Delta p_{ПК}(\bar{G}_{ПВ}) = 1,6 - 1,3\bar{G}_{ПВ}$, МПа.

Управление мощностью РУ (расходом питательной воды) в режимах раздельного или совместного управления РУ и ПТУ осуществляется с прибора управления расходом (ПУР), входящего в состав системы «Вьюга-220» — рис. 4. К ПУР подключаются все датчики перепада давления на ПК ($\Delta p_{ПК}$) и каналы управления частотой вращения ЭПН и ЦНПК при помощи ЧР. ПУР включает два идентичных ПЛК, обеспечивая резерв. На входы каждого ПЛК подключаются сигналы от датчиков расходов питательной воды — РМ. В ПЛК сигналы от датчиков расхода сравниваются между собой, затем выбирается среднее (медианное) значение сигналов от датчиков расхода, используемое как фактическое для контуров регулирования расхода.

Задание расхода питательной воды в РУ- $G_{ПВ}$ и режима управления ПЭУ осуществляется с видеокадра оператором. С данного видеокадра также выполняется управление положением ПК, пуск, останов и управление (в режимах проверки) частотой вращения ЭПН. Система осуществляет регулирование перепада давления на питательных клапанах путем воздействия на заданную частоту вращения ЭПН. При этом перепад давления поддерживается на питательных клапанах РУ-1 или РУ-2 с большим расходом питательной воды. Для регуляторов с воздействием на ПК и частоту вращения ЭПН реализуются контуры регулирования с вычислением регулирующего

воздействия или выдачи заданного положения в виде аналогового сигнала, пропорционального заданному положению регулирующего органа (РО), так как в электромеханические приводы (ЭМП) ПК встроены позиционеры. Для недопущения уменьшения расхода за ЭПН ниже $40 \text{ м}^3/\text{ч}$ осуществляется рециркуляция питательной воды в деаэратор.

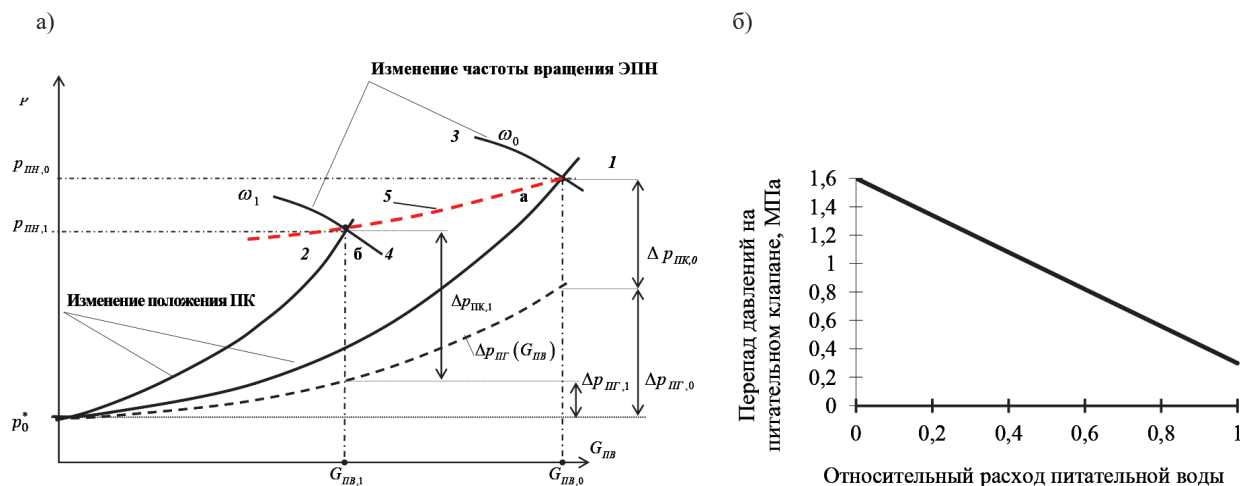


Рис. 3. Графоаналитическая модель формирования статической характеристики управления расходом питательной воды пр. 22220 (а); графическое изображение статической характеристики управления расходом (б)

Условные обозначения:

- 1, 2 — гидравлические характеристики питательной сети, соответственно, на номинальном и произвольном режимах; 3, 4 — статические характеристики электропитательного насоса, соответственно, на номинальном и произвольном режимах;
5 — статическая характеристика управления расходом питательной воды;
 $\Delta p_{пк0}, \Delta p_{пг0}$ — перепады давления при номинальном режиме, соответственно, на ПК и ПГ;
 $\Delta p_{пк1}, \Delta p_{пг1}$ — перепады давлений при частично прикрытом клапане, соответственно, на ПК и ПГ;
 p_0 — давление пара за секцией в безрасходном режиме

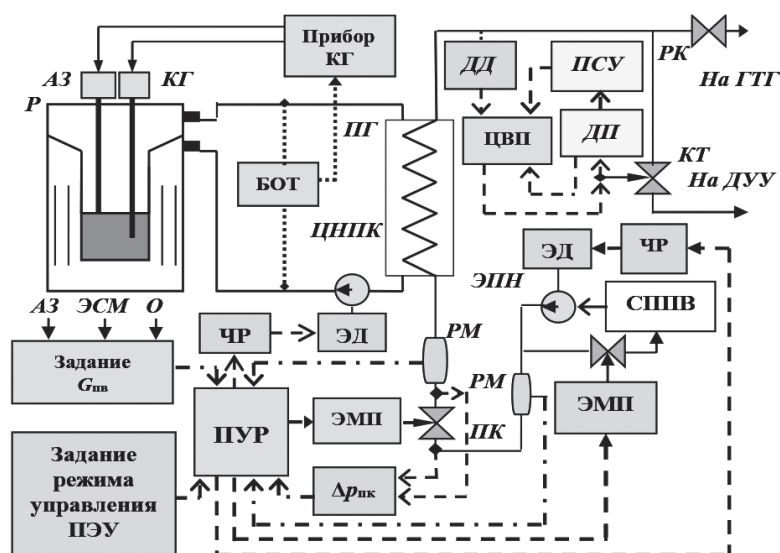


Рис. 4. Принципиальная схема управления РУ пр. 22220:

- P — реактор; ПГ — парогенераторы; ЦНПК — циркуляционные насосы I контура; СППВ — система подогрева питательной воды; ДУУ — дроссельно-увлажнительное устройство; КТ — клапан травления; ЭПН — электропитательный насос; РМ — расходомер ультразвуковой; ПУР — прибор управления расходом; ЭМП — электромеханический привод; ЧР — частотный регулятор; ДД — датчик давления; ПСУ — прибор следящего управления; ДП — датчик положения; ЦВП — центральный вычислительный прибор

Система управления расходом питательной воды на пр. 22220 выполнена на современном уровне с использованием новейшей элементной базы, при которой обеспечивается высокая культура эксплуатации. При этом необходимо определенное время для освоения и проверки надежности комплекствующих электронных блоков и электромеханических приводов. С точки зрения КС следует рассчитывать на повышение ядерной и радиационной безопасности, а также снижение стоимости обслуживания. Относительная позитивность данных технических решений ($k = 5$) составляет $\prod_{k=5} = 0,85$.

6. Подходы к организации систем и расширение их функций.

По мере строительства и эксплуатации атомных ледоколов у специалистов сформировалось мнение о том, что, с одной стороны, системы безопасности должны сводить к минимуму возможные последствия от аварийных ситуаций и, следовательно, каждая вновь возникающая аварийная ситуация должна быть сведена к проектной. С другой стороны, при таком подходе количество систем безопасности неуклонно увеличивается, повышая вероятность системных аварий, создавая эксплуатационникам дополнительные трудности. Наиболее плодотворной может быть идея максимально возможного совмещения функций систем безопасности и систем, важных для безопасности без увеличения их количества [12]. Кроме того, в настоящее время большое значение придается развитию *пассивных средств безопасности*, использующих принципы движения охлаждающих сред без наличия источников электроэнергии [8], а также самосрабатывающих систем и устройств [7].

Одним из главных приоритетов при проектировании реакторной установки было достижение высокого уровня безопасности. В проекте РУ «РИТМ-200» предусмотрены современные системы, гарантирующие безопасность установки при нормальной работе и в аварийных ситуациях, в том числе связанных с отказом нормальных систем теплоотвода от активной зоны. При этих авариях предусмотрена работа системы аварийного расхолаживания (САР), обеспечивающая отвод остаточного тепловыделения [6].

Новый подход к проектированию систем безопасности развит в РУ пр. 22220. Здесь впервые применяется полифункциональная система компенсации давления в РУ, т. е. совмещены функции системы, важной для безопасности — системы компенсации давления (КД) в первом контуре с функцией системы безопасности — пассивной системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) [13]. Вынесенная газовая система КД разделена на две независимые параллельные группы и включает в каждой группе несколько аккумуляторов воды. Разделение системы на группы позволяет уменьшить диаметр малых соединительных трубопроводов и сужающих устройств в патрубках ПГБ, а также дает возможность использовать одну из веток КД для подачи воды в ПГБ при аварии с течью трубопровода другой ветки КД. Еще одной отличительной особенностью новой системы КД является *отсутствие рабочей группы баллонов ГВД*, что позволяет снизить зависимость давления в первом контуре от тепловыделений образовавшихся при разгерметизации трубопроводов, находящихся в объеме защитной оболочки. Относительная позитивность данного технического решения ($k = 6$) составляет $\prod_{k=6} = 0,85$.

Обсуждение (Discussion)

Анализ новых технических решений, использованных в проекте РУ «РИТМ-200», на основании сопоставлений уже известных решений, применяемых на действующих установках, с новыми, предлагаемыми проектантом, показывает неоднозначность оценок. Этого и следовало ожидать, поскольку в одной ограниченной технической системе невозможно произвести однозначно позитивный выбор направлений совершенствования. Возможен выбор, позволяющий улучшить какую-то часть показателей, при этом жертвуя другими. Если КС учитывают широкий круг показателей, то следует ожидать противоречивые закономерности в их совокупности. При этом можно считать, что хотя бы половина показателей должна быть улучшена при принятии новых технических решений. В анализе рассмотрена выборка из шести комплексных технических решений, являющихся наиболее важными, по мнению автора работы, являющегося независимым экспертом. Наилучшую относительную позитивность имеют следующие технические решения:

- выбор конструктивных решений по реактору, включающих активную зону, внутриреакторные устройства, ресурсы развития — $\prod_{k=2} = 0,8$;
 - организация принудительной и естественной циркуляции теплоносителя — $\prod_{k=4} = 0,85$;
 - организация управления РУ, элементная база — $\prod_{k=5} = 0,85$;
 - организация систем безопасности и расширение их функций — $\prod_{k=6} = 0,85$;
- При этом наименьшей относительной позитивностью обладают технические решения:
- выбор конструктивных решений по парогенераторам — $\prod_{k=3} = 0,6$;
 - выбор теплотехнических параметров, определяющих экономические показатели РУ и ЯЭУ в целом $\prod_{k=1} = 0,65$.

Заключение (Conclusion)

Проведенный анализ по новой РУ «РИТМ-200» для пр. 22220 универсальных атомных ледоколов позволяет сделать вывод, что в проекте применено значительное количество инновационных решений, улучшающих эксплуатационные качества РУ. При этом основные технические и системные решения позволяют повысить ядерную и радиационную безопасность, снизить массогабаритные показатели отдельного оборудования, повысить технико-экономические показатели и снизить эксплуатационные расходы. При этом можно констатировать следующее: добиться улучшения всех сопоставляемых показателей в рамках концепции водо-водяных реакторов принципиально невозможно. Кроме того, в РУ «РИТМ-200» заложены определенные запасы, обеспечивающие дальнейшее развитие проекта, предполагающее возможность увеличения мощности реактора и энергозапаса активной зоны при сохранении основных размеров корпуса интегрированного.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кудинович И. В. Ядерные энергетические установки перспективных объектов морской техники гражданского назначения / И. В. Кудинович, А. Ж. Сутеева, В. Г. Хорошев // Труды Крыловского государственного научного центра. — 2018. — № 4 (386). — С. 95–106. DOI: 10.24937/2542-2324-2018-4-386-95-106.
2. Кудинович И. В. Обоснование ядерной и радиационной безопасности атомного судна при внешних воздействиях / И. В. Кудинович // Труды Крыловского государственного научного центра. — 2019. — № 1 (387). — С. 131–142. DOI: 10.24937/2542-2324-2019-1-387-131-142.
3. Королёв В. И. Повышение экономических показателей эксплуатации атомных ледоколов при проводке судов в Арктике / В. И. Королёв // Арктика: экология и экономика. — 2021. — Т. 11. — № 2. — С. 244–253. DOI: 10.25283/2223-4594-2021-2-244-253.
4. Кузнецов В. А. Взгляд в будущее / В. А. Кузнецов // Атомная стратегия XXI. — 2005. — июнь. — С. 20–23.
5. Зверев Д. Л. Реакторная установка нового поколения РИТМ-200 для перспективного атомного ледокола / Д. Л. Зверев, А. Н. Пахомов, В. И. Полуничев, К. Б. Вешняков, С. В. Кабин // Атомная энергия. — 2012. — Т. 113. — № 6. — С. 323–328.
6. Зверев Д. Л. Реакторные установки для атомных ледоколов. Опыт создания и современное состояние / Д. Л. Зверев, Ю. П. Фадеев, А. Н. Пахомов [и др.] // Атомная энергия. — 2020. — Т. 129. — № 1. — С. 29–37.
7. Зверев Д. Л. Опыт создания и перспективы развития ядерных энергетических установок для ледокольного флота и энергообеспечения / Д. Л. Зверев, Ю. П. Фадеев, А. Н. Пахомов, В. И. Полуничев // Атомная энергия. — 2018. — Т. 125. — № 6. — С. 318–322.
8. Королев В. И. Основы эксплуатации и ремонта реакторных установок плавучих объектов с ядерной энергетической установкой: в 2 ч. / В. И. Королев. — СПб.: Изд-во ГУМРФ им. адм. С. О. Макарова, 2019. — Ч. II. — 312 с.
9. Кулаков Г. В. Перспективы использования хромоникелевого сплава 42ХНМ в реакторах разного типа / Г. В. Кулаков, А. В. Ватулин, С. А. Ершов [и др.] // Атомная энергия. — 2021. — Т. 130. — № 1. — С. 24–27.
10. Королёв В. И. Эскизное экспресс-моделирование активных зон плавучих объектов с ЯЭУ / В. И. Королёв // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — 2020. — № 4. — С. 50–62. DOI: 10.26583/npe.2020.4.05.

11. Королёв В. И. Анализ теплогидравлических характеристик кассет парогенераторов реакторных установок РИТМ-200 универсальных атомных ледоколов / В. И. Королёв // Вестник Государственного университета морского и речного флота имени адмирала С. О. Макарова. — 2022. — Т. 14. — № 5. — С. 759–774. DOI: 10.21821/2309-5180-2022-14-5-759-774.

12. Федотов П. А. Методика многокритериальной оптимизации безопасности, надежности и стоимости реакторных установок: автореф. дис. ... канд. техн. наук / П. А. Федотов. — СПб., 2012. — 23 с.

13. Королёв В. И. Анализ характеристик полифункциональной системы компенсации давления реакторной установки «РИТМ-200» атомных ледоколов нового поколения / В. И. Королёв, И. И. Костылев // Морские интеллектуальные технологии. — 2020. — № 1–1 (47). — С. 66–71. DOI: 10.37220/MIT.2020.47.1.022.

REFERENCES

1. Kudinovich, Igor V., Adelina Zh. Suteeva, and Vitaly G. Khoroshev. “Nuclear power plants for advanced civil marine technology.” *Transactions of the Krylov State Research Centre* 4(386) (2018): 95–106. DOI: 10.24937/2542-2324-2018-4-386-95-106.

2. Kudinovich, Igor V. “Nuclear and radiation safety justification for a nuclear ship under external effects.” *Transactions of the Krylov State Research Centre* 1(387) (2019): 131-142. DOI: 10.24937/2542-2324-2019-1-387-131-142.

3. Korolev, Vladimir I. “Improving the economic performance of nuclear icebreakers when navigating ships in the Arctic.” *Arctic: ecology and economy* 11.2 (2021): 244–253. DOI: 10.25283/2223-4594-2021-2-244-253.

4. Kuznetsov, V. A. “Vzglyad v budushchee.” *Atomnaya strategiya XXI* June (2005): 20–23.

5. Zverev, D. L., A. N. Pakhomov, V. I. Polunichiev, K. B. Veshnyakov, and S. V. Kabin. “RITM-200: new-generation reactor for a new nuclear icebreaker.” *Atomic Energy* 113.6 (2013): 404–409. DOI: 10.1007/s10512-013-9653-7.

6. Zverev, D. L., Y. P. Fadeev, A. N. Pakhomov, V. Y. Galitskikh, V. I. Polunichiev, K. B. Veshnyakov, S. V. Kabin, and A. Y. Turusov. “Reactor installations for nuclear icebreakers: origination experience and current status.” *Atomic Energy* 129.1 (2020): 18–26. DOI: 10.1007/s10512-021-00706-x.

7. Zverev, D. L., Y. P. Fadeev, A. N. Pakhomov, and V. I. Polunichiev. “Nuclear power plants for the icebreaker fleet and power generation in the arctic region: development experience and future prospects.” *Atomic Energy* 125.6 (2019): 359–364. DOI: 10.1007/s10512-019-00494-5

8. Korolev, V. I. *Osnovy ekspluatatsii i remonta reaktornykh ustanovok plavuchikh ob'ektov s yadernoi energeticheskoi ustanovkoi*. Vol. 2. SPb.: Izd-vo GUMRF im. adm. S. O. Makarova, 2019.

9. Kulakov, G. V., A. V. Vatulin, S. A. Ershov, L. A. Karpyuk, Y. V. Kononov, A. O. Kosaurov, M. V. Leontyeva-Smirnova, V. N. Rechitsky, and A. A. Golubnichy. “Prospects for using chromium-nickel alloy 42khnm in different types of reactors.” *Atomic Energy* 130.1 (2021): 25–28. DOI: 10.1007/s10512-021-00768-x.

10. Korolev, Vladimir Il'ich. “Rapid preliminary modeling of floating NPP cores.” *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika* 4 (2020): 50–62. DOI: 10.26583/npe.2020.4.05.

11. Korolev, Vladimir I. “Analysis of thermohydraulic characteristics of steam generator cassettes of RITM-200 reactor installations of universal nuclear icebreakers.” *Vestnik Gosudarstvennogo universiteta morskogo i rechnogo flota imeni admirala S. O. Makarova* 14.5 (2022): 759–774. DOI: 10.21821/2309-5180-2022-14-5-759-774.

12. Fedotov, P. A. *Metodika mnogokriterial'noi optimizatsii bezopasnosti, nadezhnosti i stoimosti reaktornykh ustanovok*. Abstract of PhD diss. SPb., 2012.

13. Korolev, Vladimir I., and Ivan I. Kostylev. “Analysis of polyfunctional system compensating pressure reactor RITM-200 new generation nuclear ice breakers.” *Marine Intellectual Technologies* 1–1(47) (2020): 66–71. DOI: 10.37220/MIT.2020.47.1.022.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРЕ

Королёв Владимир Ильич —
кандидат технических наук, профессор
ФГБОУ ВО «ГУМРФ имени адмирала
С. О. Макарова
198035, Российская Федерация, Санкт-Петербург,
ул. Двинская, 5/7
e-mail: vlikor2007@yandex.ru, kaf_snef@gumrf.ru

INFORMATION ABOUT THE AUTHOR

Korolev, Vladimir I. —
PhD, professor
Admiral Makarov State University of Maritime
and Inland Shipping
5/7 Dvinskaya Str., St. Petersburg, 198035,
Russian Federation
e-mail: vlikor2007@yandex.ru, kaf_snef@gumrf.ru

Статья поступила в редакцию 16 сентября 2022 г.
Received: September 16, 2022.