

2. Трухний А.Д. Парогазовые установки электростанций : учебное пособие для студентов, обучающихся по направлениям подготовки «Энергетическое машиностроение» и «Теплоэнергетика и теплотехника». – Москва : Издательский дом МЭИ, 2013. – 646 с. : ил., цв. ил., табл.; ISBN 978-5-383-00721-1
3. Расчет показателей тепловых схем и элементов парогазовых и газотурбинных установок электростанций: учебное пособие / С.В. Цанев, В.Д. Буров, С.Н. Дорофеев и др.; под ред. В.В. Чижиова. – М.: Издательство МЭИ, 2000. – 72 с.
4. Култышев А.Ю., Голошумова В.Н., Алешина А.С. Парогазовые установки и особенности паровых турбин для ПГУ. – СПб. : Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, 2022. – 163 с. – ISBN 978-5-7422-7740-8. – EDN CZGUGM.

ИСТОРИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ БЕЛОЯРСКОЙ АТОМНОЙ СТАНЦИИ

В.С. Салюков, Н.М. Космынина

Томский политехнический университет, ИШЭ, группа 5А11

Научный руководитель: Н.М. Космынина, к.т.н., доцент

История Белоярской атомной электростанции (АЭС) на Урале, начавшаяся в середине 1950-х гг., отражает масштабный путь развития ядерной энергетики в СССР и России. Построенная по инициативе И.В. Курчатова и под руководством Минсредмаша СССР станция стала местом для апробации новейших технологических решений и создания реакторов различных типов, в том числе уникальных быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Первоначально предполагалось использование реакторов АМБ (Атом Мирный Большой) мощностью до 200 МВт. Выдача первого тока энергоблоком № 1 с реактором АМБ-100 в 1964 г. и опыт эксплуатации показал ряд проблем. Кроме того, разгерметизация топливных элементов и конструкционные сложности со временем потребовали досрочного закрытия этих реакторов.

Ключевым этапом в развитии станции стало строительство в 1968 году энергоблока № 3 с реактором на быстрых нейтронах БН-600, который, будучи первым в мире блоком такого масштаба, на практике подтвердил возможность эффективного использования быстрых реакторов в энергетике. БН-600, запущенный в 1980 г., применил трехконтурную систему охлаждения и пассивные системы безопасности, что обеспечило его долгую и безопасную эксплуатацию.

В начале 1990-х гг. в условиях новых требований безопасности и экономических трудностей разрабатывался проект энергоблока № 4 с реактором БН-800, заверченный в 2015 г. БН-800 стал крупнейшим промышленным реактором на быстрых нейтронах, а его конструкция включает дополнительные пассивные системы безопасности, позволяющие реактору автоматически снижать реактивность при аварийных ситуациях.

Описание процессов

Натрий первого контура, нагретый в реакторе до 547 °С, распределяется на три потока и подается в промежуточные теплообменники, где передает тепло натрию второго контура, охлаждаясь при этом до 354 °С. Затем охлажденный натрий первого контура поступает во всасывающие полости насосов ГЦН-1, откуда снова подается в активную зону реактора.

Холодный натрий второго контура забирается насосами ГЦН-2 из буферных баков натрия (ББН) и подается в промежуточные теплообменники, где нагревается до 505 °С. Затем горячий натрий второго контура поступает в парогенераторы, сначала в пароперегревательные модули, а затем через переливные патрубки (ПП) – в испарительные модули. Охладившись в парогенераторе до 309 °С, натрий второго контура возвращается в ББН.

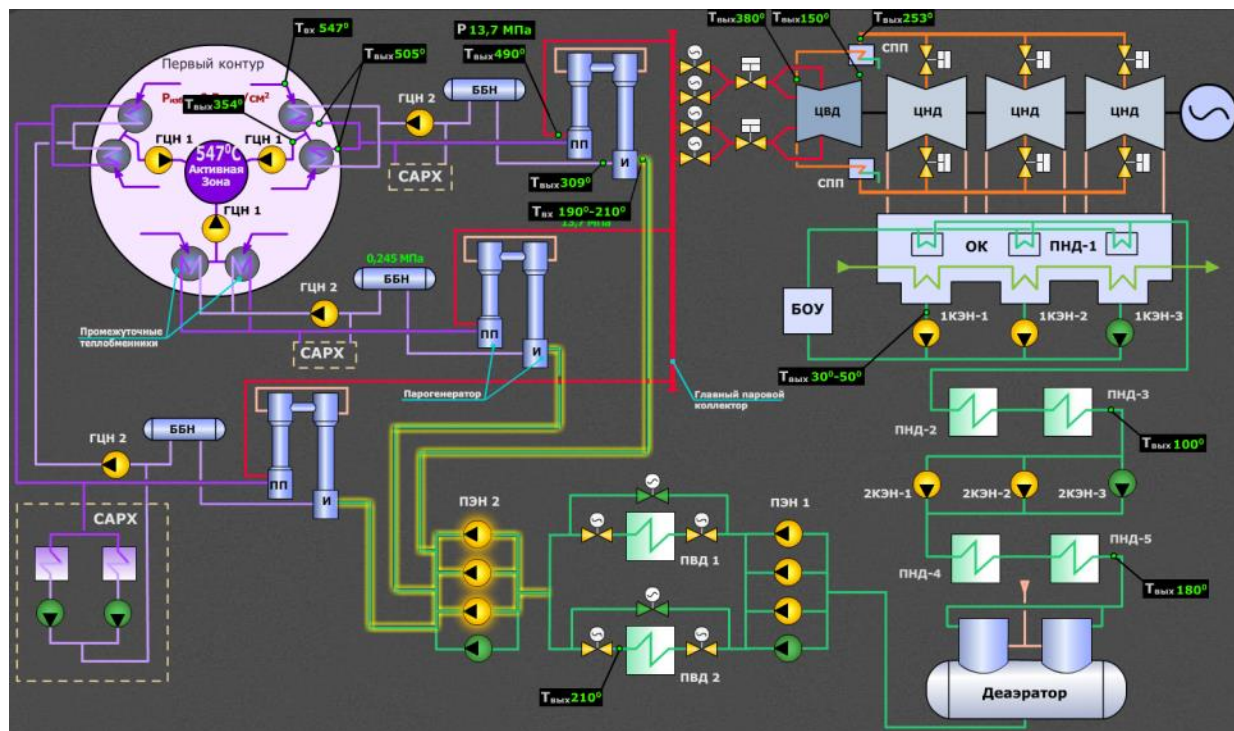


Рис. 1. Принципиальная тепловая схема энергоблока с реактором типа БН-800

В каждой петле второго контура параллельно парогенераторам подключена система аварийного расхолаживания (САРХ), которая предназначена для отвода тепла в воздушную среду при невозможности использования парогенераторов или полном обесточивании энергоблока. Система регенерации высокого давления включает две ветви, каждая из которых снабжена байпасной линией. Это позволяет в аварийных ситуациях отключить одну или обе ветви подогревателей высокого давления (ПВД), обеспечивая гибкость и безопасность работы системы.

После прохода через подогреватели высокого давления питательная вода подаётся основными питательными насосами (ПЭН-2) непосредственно в парогенераторы. Расход питательной воды на каждый парогенератор регулируется в зависимости от мощности энергоблока, чтобы поддерживать оптимальные условия теплопередачи. Этот процесс контролируется узлами питания с регуляторами, которые настраивают подачу питательной воды в зависимости от температуры натрия второго контура на входе в парогенератор, поддерживая необходимую производительность энергоблока.

Для предотвращения перегрева системы, в случае аварийной ситуации или необходимости временного уменьшения нагрузки, в схему введены системы быстрого перепуска пара (БРОУ-К) и паросбросные устройства. Они позволяют оперативно перенаправить пар в основной конденсатор, исключая его попадание в турбину. Это решение снижает риск термического перенапряжения оборудования и обеспечивает надежность работы всего энергоблока.

В результате такой многоступенчатой системы регенерации, теплообмен и охлаждение в контурах обеспечивают эффективное и экономичное функционирование энергоблока, поддерживая стабильную подачу тепловой и электрической энергии.

Перспективы

Перспективы Белоярской атомной электростанции (АЭС) в свете глобальных тенденций к увеличению доли ядерной энергетики в энергетических системах стран для снижения углеродных выбросов и повышения устойчивости энергетических сетей. Также следует отметить следующее.

Развитие технологий быстрых реакторов: Белоярская АЭС является одной из немногих станций в мире, имеющих опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Это создает возможности для дальнейших исследований и внедрения новых технологий, таких как реакторы на быстрых нейтронах нового поколения, которые могут повысить эффективность использования ядерного топлива и снизить количество ядерных отходов.

Проекты по замкнутому топливному циклу: Белоярская АЭС активно занимается разработкой реакторов для замкнутого топливного цикла, что позволяет повторно использовать отработанное ядерное топливо и значительно сокращать объем радиоактивных отходов. Это делает ядерную энергетику более устойчивой и экологически чистой.

Совершенствование систем безопасности: Существующие и новые блоки АЭС продолжают оснащаться передовыми системами безопасности, которые соответствуют актуальным международным стандартам. Это может повысить доверие общественности к ядерной энергетике и улучшить её имидж.

Исследования и инновации: В рамках Белоярской АЭС ведутся исследования в области новых материалов, технологий переработки и управления отходами, что может привести к созданию более эффективных и безопасных ядерных реакторов.

Увеличение доли ядерной энергетики в стране и за рубежом: В условиях сокращения углеродных выбросов на фоне климатических изменений ядерная энергия приобретает особую значимость. Белоярская АЭС может сыграть ключевую роль в стратегиях по электроэнергетическому обеспечению как в России, так и в странах, рассматривающих возможность развития ядерной энергетики.

Международное сотрудничество: Белоярская АЭС может стать площадкой для международных проектов и научных исследований, что даст возможность обмена опытом и технологическими решениями с другими странами.

В общем, Белоярская АЭС имеет потенциал для продолжения своего развития как ключевого элемента ядерной энергетики России и международного сообщества. С учетом динамики технологий и меняющихся условий в энергетическом рынке, ее вклад в будущее энергетики будет продолжать оставаться значительным.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Официальный сайт Белоярской АЭС. – URL: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-beloyarskoy-aes/
2. Сайт института атомной энергии им. И.В. Курчатова. – URL: <http://nrcki.ru>

VALIDATION OF SAFETY PARAMETERS OF VVER-1200 USING PCTTRAN SIMULATOR

C.J. Odii

Tomsk Polytechnic University, School of Nuclear Science and Engineering, Group A2-43i

Scientific Supervisor: A.G. Korotkikh, Professor at Butakov Research Center, TPU

The VVER-1200 is a pressurized light water reactor that operates at a nominal capacity of 3200 MWth (1200 MWe). The core is made up of 163 fuel assemblies in a triangular array with an assembly lattice pitch of 23.5 cm. Each fuel assembly of a typical VVER-1200 reactor consists of 331 rods of which 312 are fuel rods, 18 are control rod guide tubes and 1 central rod, all packed in triangular lattice with a rod to rod pitch of 12.75 mm. The fuel rods contain ceramic fuel of Uranium Oxide (UO₂) pellets, with a cladding material of 98.97 % Zr, 1 % Nb, 0.03 % Hf and an