МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ / MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

УДК 621.311.25.621.039

DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.13 Оригинальная статья / Original paper

Новое схемное решение для минимизации последствий отказа линии захолаживания питательной воды энергоблока БРЕСТ-ОД-300

А.В. Попов¹, Е.Н. Кулаков¹, Д.Р. Данилова¹, А.С. Лисянский¹, Ф.А. Святкин¹, С.О. Кириенко², Е.В. Бубенщиков², И.В. Павлова², В.В. Ходаковский², В.Н. Чигарев²

¹ ОАО «Научно-производственное объединение по исследованию и проектированию энергетического оборудования им И.И. Ползунова»,

191167 Россия, г. Санкт-Петербург, ул. Атаманская, д. 3/6

² АО «Прорыв», 119607 Россия, г. Москва, Раменский бульвар, д. 1

> Реферат. При проектировании второго контура АЭС с реактором БРЕСТ-0Д-300 перед разработчиками были поставлены специфические для энергетики требования, связанные с высокой температурой кристаллизации свинцового теплоносителя. Это привело к разработке новых технических решений, в основном, в части создания системы нагрева питательной воды, оказывающей влияние на режимы работы реакторной установки. В процессе проектирования энергоблока изменялись облик и параметры данной системы. Внесение изменений в проект системы нагрева питательной воды требует тщательного анализа их влияния на работу реакторной и турбинной установок. Проверка работоспособности системы в различных режимах проводилась с помощью интегральной расчетной математической модели (ИРММ) энергоблока. Такой подход помогает избежать ошибочных решений и заранее выявить скрытые взаимосвязи между системами, что в конечном итоге повышает экономичность, надежность и безопасность атомной станции. В рамках исследования был выполнен анализ работы системы при отказе линии охлаждения питательной воды. На основании полученных результатов разработаны схемные технические решения, направленные на снижение негативных последствий подобного отказа.

> Ключевые слова: АЭС, БРЕСТ-ОД-300, интегральная расчетная математическая модель, жидкометаллический теплоноситель (ЖМТ), свинец, смешивающий подогреватель питательной воды (СППВ), питательный гидротурбинный насос (ПГТН).

> **Для цитирования:** Попов А.В., Кулаков Е.Н., Данилова Д.Р., Лисянский А.С., Святкин Ф.А., Кириенко С.О., Бубенщиков Е.В., Павлова И.В., Ходаковский В.В., Чигарев В.Н. Новое схемное решение для минимизации последствий отказа линии захолаживания

[©] Попов А.В., Кулаков Е.Н., Данилова Д.Р., Лисянский А.С., Святкин Ф.А., Кириенко С.О., Бубенщиков Е.В., Павлова И.В., Ходаковский В.В., Чигарев В.Н., 2025

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

питательной воды энергоблока БРЕСТ-ОД-300. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;2:153–166. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.13

Введение

АЭС представляют собой объекты повышенной ядерной опасности, поэтому вопросы надежности и безопасности имеют первостепенное значение. Особое внимание уделяется проектам с применением новых технических решений, в частности, станциям, где в качестве теплоносителя используется расплавленный свинец. Для предотвращения кристаллизации свинца в схему питательной воды включен высокотемпературный контур с нестандартным оборудованием, параметры которого уточнялись в ходе технических проработок. Применение математических моделей сложных технических систем служит эффективным инструментом инженерного проектирования [1]. Они позволяют на этапе проектирования обнаруживать скрытые взаимосвязи между системами при различных сценариях, включая аварийные ситуации. Интегральная расчетная математическая модель (ИРММ) обеспечивает динамическое моделирование работы энергоблока в номинальных, переходных и аварийных режимах. Это дает возможность выявлять противоречия в технологических параметрах, оценивать работу взаимосвязанного оборудования и проверять полноту и согласованность исходных проектных данных.

Особенность питательного узла реактора со свинцовым теплоносителем

Крупномасштабное развитие ядерной энергетики наряду с ограниченными запасами природного урана и его использования порядка 1% в тепловых реакторах может потребовать замыкания ядерного топливного цикла и расширения топливной базы путем использования быстрых реакторов-размножителей с жидким металлом в качестве теплоносителя [2]. Быстрые реакторы позволяют не только в полной мере использовать весь природный уран, но и дожигать долгоживущие компоненты отработавшего топлива и утилизировать оружейный плутоний. Из экономических показателей можно отметить более высокий КПД-нетто, составляющий 39% против 35% энергоблоков АЭС типа ВВЭР [3].

В настоящее время в эксплуатации находятся два энергоблока с реакторами на быстрых нейтронах – БН-600 и БН-800 [4]. Остальные были закрыты или выведены из эксплуатации, что связано со снижением доли ядерной энергетики в мировой генерации после ряда крупных аварий. В качестве теплоносителя в таких проектах преимущественно использовался натрий благодаря хорошим теплофизическим свойствам, низкой стоимости, совместимости с конструкционными материалами и простоте поддержания химического состава при эксплуатации. Конкурентом технологии натриевого теплоносителя являются реакторы, охлаждаемые жидким свинцом; оба варианта включены в программу Generation IV [5]. Использование свинца позволяет избежать следующих проблем, связанных с использованием натриевого теплоносителя:

 опасности вступления в реакцию теплоносителя с воздухом или водой в случае разрыва контура;

• необходимости сооружения промежуточного контура.

Использование свинца в качестве теплоносителя является новым направлением, по которому выполняется большой объем экспериментальных и расчетных работ. Основными областями исследований, согласно дорожной карте МАГАТЭ [6], являются исследования топлива [7], конструкций парогенератора (ПГ) [8], насосного оборудования [9], конструкционных материалов [10], теплогидравлики [11] и расчетных кодов [12] реакторной установки.

Одной из особенностей свинца как теплоносителя является его высокая температура плавления, в результате чего ко второму контуру предъявляется специфичное для энергетики требование поддержания температуры питательной воды перед ПГ для исключения потенциальной возможности затвердевания свинцового теплоносителя. Данное требование к энергоблокам предъявляется впервые и приводит к необходимости принятия нестандартных технический решений. Например, в проекте БН-350, который проектировался как демонстратор технологии натриевого теплоносителя (t_{nn} =97°С), теплообменное оборудование тракта питательной воды включало в себя только деаэратор, температура питательной воды составляла 158°С, а пуск выполнялся аналогично блокам тепловых станций. Температура питательной воды последующих АЭС с натриевым теплоносителем определялась исходя из технико-экономической оптимизации (рис. 1а). Аналогичные решения применимы и для сплава свинец-висмут (t_{nn} =123°С).

К системе нагрева питательной воды энергоблока со свинцовым теплоносителем предъявляется требование по поддержанию температуры питательной воды на ~10 – 15°С выше температуры плавления во всех режимах его работы (рис. 1в) в отличие от последнего введенного в эксплуатацию энергоблока БН-800 (рис. 1б), где запас составляет ~100°С.

Изначально при проектировании блока с реактором со свинцовым теплоносителем предполагалось использование стандартных решений, как это было при освоении технологии натриевого теплоносителя. Однако использование свинца, несмотря на все его плюсы как теплоносителя, оказывает значительное влияние на структуру второго контура при использовании воды в качестве рабочего тела паросилового цикла [13].

Тепловая схема БРЕСТ-ОД-300

В России на площадке Сибирского химического комбината продолжается строительство опытно-демонстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Догрев питательной воды после подогревателей высокого давления (ПВД) до требуемой температуры было решено выполнять в смешивающем подогревателе питательной воды (СППВ) вертикального исполнения. Использование в схеме смешивающего подогревателя приводит к необходимости использования питательного насоса второго подъема, подающего воду из СППВ в ПГ. В первом варианте схемы (рис. 2а) [14], разработанной ВТИ в начале 2000-х гг., предлагалась конструкция СППВ с напорным струйным распределением, в котором сбоку подавалась пароводяная смесь, а питательная вода после ПВД в паро-





Рис. 1. Температуры в характерных точках питательного узла энергоблоков с ЖМТ на номинальной мощности (а) и на частичной мощности БН-800 (б) и БРЕСТ-ОД-300 (в): 1 – температура питательной воды за ПВД; 2 – температура питательной воды перед ПГ, 3 – температура ЖМТ после ПГ, 4 – температура свежего пара, 5 – температура плавления ЖМТ; 6 – запас температуры ПВ до температуры замерзания ЖМТ; 7 – недогрев температуры ПВ за ПВД до температуры замерзания ЖМТ

вое пространство через систему отверстий в виде струй [15]. Нагрев питательной воды в паровом пространстве СППВ осуществляется в результате конденсации греющей среды на струях. В качестве греющей среды предполагалось использовать пароводяную смесь с параметрами t=352°C и массовым паросодержанием x=0.8. Дополнительные исследования показали, что для нагрева может быть использован перегретый пар, температура которого была выбрана из условия прочности СППВ и составляет 400°C.

Для надежной бескавитационной работы питательного насоса второго подъема (ПЭН-2) в схеме была предусмотрена постоянно действующая линия захолаживания





Рис. 2. Конструкция смешивающего подогревателя питательной воды высокого давления: а) – разработка ВТИ; б) – разработка ЦКТИ; 1 – водоподающее устройство; 2 – защитная обечайка; 3 – подвод греющей среды (пара); 4 –вход питательной воды; 5 – выпар; 6 – выход нагретой питательной воды; 7 – верхняя и нижняя тарелки; 8 – подвод воды на захолаживание; 9 – рассекатель

с отбором среды за регулирующим клапаном уровня СППВ (3 – 4 от расхода потока) в патрубок водоотводящего трубопровода, в том числе в режиме случайного закрытия клапана греющего пара СППВ. Перепад давления для подачи воды на захолаживание обеспечивался за счет наличия сопротивления на водоподающем устройстве (перфорированная труба) питательной воды в СППВ. На линии захолаживания был предусмотрен регулирующий клапан с ограничительной шайбой. Клапан предназначался только для корректировки расхода в переходных режимах и включение в работу предполагалось только при существенных изменениях нагрузки СППВ и температуры питательной воды за ПВД. При этом даже на нагрузке блока 30% ошибочное открытие клапана при отключенном ПВД не приводило к снижению температуры питательной воды перед ПГ ниже 340°С.

Дополнительно клапан захолаживания мог использоваться при пусках в режимах подпитки СППВ с малым расходом основного конденсата. Для этого была выполнена линия его подключения к трубопроводу рабочей группы сопел СППВ.

Данный подход сохранялся вплоть до 2012 г. [16]. Однако он имел ряд недостатков:

 отсутствие методик, позволяющих с достаточной точностью рассчитывать конструкцию с напорным струйным распределением;

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

• необходимость создания дорогостоящего натурного стенда с напорным водораспределением для подтверждения характеристик оборудования.

В связи с представленными выше факторами была предложена конструкция СППВ с безнапорным струйным двухступенчатым распределением на перфорированных тарелках (рис. 26) по аналогии с колонками деаэраторов [17] для увеличения длины струи и, соответственно, площади теплообмена. В ОАО «НПО ЦКТИ» проведены стендовые испытания на моделях СППВ, подтверждающие обеспечение требуемого нагрева при контактном теплообмене [18]. В связи с технологическими сложностями изготовления ПЭН-2 с высокими параметрами воды на входе (*p*=15 MПа; *t*=340°C) и соответствующими значениями напора и подачи было принято решение перейти к подаче воды из СППВ с помощью питательного гидротурбинного насоса (ПГТН) (рис. 36), конструкция которого отработана на насосах закачки конденсата пароперегревателей на АЭС [19, 20].



Рис. 3. Схема включения СППВ: а) – разработка ВТИ; б) – разработка ЦКТИ; 1 – СППВ; 2 – ПЭН; 3 – парогенератор; 4 – греющая среда (пар); 5 – питательная вода от ПВД; 6 – пар на турбину; 7 – ПГТН

Данное техническое решение позволяет создать герметичные насосные агрегаты с использованием подшипников, функционирующих на рабочей среде гидропривода, что позволяет обеспечить надежную прокачку воды высоких параметров [21]. Конструкции же близких по параметрам главных циркуляционных насосов (ГЦН) АЭС и насосов рециркуляции рабочей среды энергоблоков сверхкритического давления ТЭС (вертикальные одноступенчатые аппараты) не могут быть применены для питательного насоса второго подъема энергоблока с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 по следующим причинам:

 при сочетании значений подачи и напора необходимо использовать многоступенчатый насос при частоте вращения рабочего колеса 3000 об/мин;

 вертикальное исполнение многоступенчатого насоса при температуре перекачиваемой среды 340°С крайне затруднительно;

• торцевое уплотнение на указанные параметры по опыту проектирования уплотнений для главных циркуляционных насосов имеет осевой размер около 1 м, из-за чего потребуется существенно увеличить расстояние между опорами насоса.

Переход на безнапорное водораспределение в СППВ вместе с использованием принципиально нового насосного аппарата привело к переносу врезки линии на захолаживание до регулирующего клапана уровня СППВ, что оказало значительно влияние на режимы с нарушением нормальных условий эксплуатации, в особенности на частичных нагрузках.

Реализация линии захолаживания и обеспечения ее надежной работы

Пропускная способность регулирующего клапана захолаживания К, выбирается на расход G_0 и номинальный перепад давления Δp_0 . Перенос врезки до клапана уровня СППВ приводит к тому, что на частичных нагрузках перепад давления на клапане будет заметно расти по причине нерегулируемого привода ПЭН-1, это также касается и плотности питательной воды из-за снижения ее температуры после системы. Например, на мощности реактора 30%, когда температура питательной воды после системы регенерации будет минимальной, расход через полностью открытый клапан будет примерно в два раза больше, чем на номинальном режиме, что определяется следующим образом:

$$K_{\nu} = \frac{10^3 \cdot G}{\rho} \sqrt{\frac{\rho}{10^3 \cdot \Delta p}},\tag{1}$$

где *G* – массовый расход среды через клапан, т/ч; р – плотность среды, кг/м³; Δp – перепад давления на клапане, бар.

На минимальной мощности реактора 2% при подключении первого ПГ, если клапан захолаживания по ошибке автоматики или оператора откроется полностью, расход через линию захолаживания, которая является байпасом СППВ, может возрасти в 10 раз, что вызовет значительное снижение температуры питательной воды на входе в ПГ.

Согласно актуальным алгоритмам управления, прямые защиты по температуре питательной воды отсутствуют, поскольку ранее вода на линии насыщения подавалась из СППВ, а линия захолаживания существенного влияния не оказывала во всех режимах работы энергоблока. Поэтому снижение температуры питательной воды перед ПГ не приводит к срабатываниям защит и блокировок, так как регулирующие питательные клапаны реагируют на снижение температуры питательной воды снижением ее расхода, поддерживая требуемую температуру свинцового теплоносителя после ПГ.

Для недопущения снижения температуры питательной воды было предложено



Рис. 4. Предлагаемая схема линии захолаживания: 1 – СППВ; 2 – клапаны захолаживания; 3 - ограничитель захолаживания; 4 - смеситель; 5 – питательная вода от ПВД; 6 – греющая среда (пар); 7 – к ПГТН

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-0D-300

схемное решение, включающее в себя установку ограничителя захолаживания в виде дополнительного стерегущего РК (рис. 4). Его пропускная способность выбрана на полный расход и на 30% от общего перепада на линии. Регулятор стерегущего клапана обеспечивает поддержание температуры за смесителем меньшей на 4°С от уставки основного регулятора, и при нормальной работе он открыт.

Моделирование ошибочного открытия регулятора и апробирование предполагаемого технического решения было проведено на ИРММ энергоблока БРЕСТ-ОД-300 [22], развернутой на полигоне математического моделирования АО «Прорыв». Расчет выполнялся для двух вариантов схем и двух исходных состояний: исходной и предлагаемой схем на минимальной мощности реактора 2% с подачей воды в ПГ и минимальном энергетическом на 30% мощности реактора. В качестве исходного события в ИРММ принят режим несанкционированного открытия клапана захолаживания.

В схеме без стерегущего регулирующего клапана наблюдается заметное снижение температуры (рис. 5, линии 2 и 4). На режимах малой мощности 2 – 10% расход на захолаживание превышает расход в ПГ, что дополнительно приводит к росту уровня СППВ и последующему останову питательных насосов по защите. Значение температуры питательной воды перед ПГ составляет 315°С. На режиме 30% значение температуры перед ПГ составило 330°С (рис. 5, линия 2). Температура свинцового теплоносителя практически не изменялась за счет снижения расхода питательной воды регулятором питательных клапанов.



Рис. 5. Сравнение переходного процесса температуры питательной воды перед ПГ: 1, 3 – со стерегущим РК на мощности 30 и 2%, соответственно; 2, 4 – базовая схема на мощности 30 и 2%, соответственно

При реализации в схеме стерегущего клапана происходит локальное снижение температуры питательной воды, после чего клапан отрабатывает возмущение от открытия основного РК и поддерживает температуру на уровне 337°С.

Заключение

Свинец как теплоноситель реакторной установки накладывает на второй контур специфическое требование поддержания температуры питательной воды перед ПГ во всех режимах работы энергоблока. Внесение изменений в проект системы нагрева питательной воды требует выполнения проверки надежности работы, в том числе в режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации. Апробация схемных решений с установкой стерегущего клапана и без него, как и предполагалось в проекте, была выполнена на ИРММ энергоблока БРЕСТ-0Д-300.

В варианте схемы без изменений в проекте на низких уровнях мощности РУ (2 – 10%) открытие клапана захолаживания приводит к повышению уровня в СППВ и последующему отключению питательных насосов. На энергетических режимах открытие клапана захолаживания приводит к снижению температуры питательной воды перед ПГ до 300°С, но без срабатывания защит первого контура в их текущей реализации. При реализации схемного решения, включающего в себя установку второго стерегущего клапана, наблюдается только кратковременное снижение температуры питательной воды пельной воды на всех режимах, не превышающее допустимого значения.

Литература

1. Паршиков И.А., Долгов Ю.А., Ларионов И.А., Щекатуров А.М. Разработка комплексной модели ИЯУ МБИР с использованием среды динамического моделирования SiminTech и расчетного кода PRISET. *Известия вузов. Ядерная* энергетика. 2016;4:133-145. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2016.4.13

2. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. *Атомная энергия*. 2012;112(6):319–330. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1336 (дата обращения: 06.10.2024).

3. Глебов А.П. Особенности развития атомной энергетики в России. Оценки технико-экономических характеристик перспективных реакторов. *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы.* 2022;1:40–51. URL: https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/ issue2022-1-40-51.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

4. Country Statistics: Russian Federation. IAEA: Power Reactor Information System. URL: https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx (дата обращения 06.10.2024).

5. Locatelly G., Manchini M., Todeschini N. Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects. *Energy Policy*. 2013;61:1503–1520. DOI: https://doi.org/10.1016/j.en-pol.2013.06.101

6. Gen IV International Forum. Annual Report 2020. URL: https://www.gen-4.org/resources/ annual-reports/2020-gif-annual-report (дата обращения: 06.10.2024).

7. Адамов Е.О., Грачев А.Ф., Забудько Л.М. и др. Основные итоги выполнения комплексной программы расчетно-экспериментального обоснования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом реакторов БН-1200 и БРЕСТ. *Атомная энергия*. 2021;131(5):265–270. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4811 (дата обращения: 06.10.2024).

8. Грабежная В.А., Михеев А.С., Штейн Ю.Ю., Семченков А.А. Расчетно-экспериментальное исследование работы модели парогенератора БРЕСТ-ОД-300. *Известия вузов. Ядерная* энергетика. 2013;1:101–109. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2013.1.13

 Безносов А.В., Львов А.В., Боков П.А. и др. Экспериментальные исследования зависимостей характеристик осевых насосов, перекачивающих свинцовый теплоноситель, от параметров A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

решеток профилей рабочих колес. Известия вузов. Ядерная энергетика. 2017;1:138–146. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2017.1.13

10. Агеев В.С., Буданов Ю.П., Иолтуховский А.Г. и др. Конструкционные материалы активных зон российских быстрых реакторов. Состояние и перспективы. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2009;2:210–218. URL: https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2009/02. pdf (дата обращения: 06.10.2024).

11. Белозеров В.И., Ситдиков Э.Р., Варсеев Е.В. Влияние примесей на теплообмен в свинцовом теплоносителе. Известия вузов. Ядерная энергетика. 2016;1:130–137. DOI: https:// doi.org/10.26583/npe.2016.1.14

12. Большов Л.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Шмидт О.В. Расчетные коды нового поколения для новой технологической платформы ядерной энергетики. *Атомная энергия*. 2016;120(6):303–312. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/514 (дата обращения: 06.10.2024).

13. Кондуров Е.П., Кулаков Е.Н., Попов А.В. и др. Новые задачи при использовании паросилового цикла в энергетических установках на базе реакторов со свинцовым теплоносителем. *Атомная энергия*. 2024;136(1–2):27–32. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5350 (дата обращения: 06.10.2024).

14. Филин А.И., Цикунов В.С., Попов С.В. и др. Разработка схем, оборудования и режимов работы второго контура перспективной АЭС. *Теплоэнергетика*. 2001;6:27–31. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_27213049_17934548.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

15. Сомова Е.В., Кисина В.И., Шварц А.Л. и др. Процесс конденсации пара из пароводяной смеси на струях воды при высоком давлении. *Теплоэнергетика*. 2009;1:63–70. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_11690740_57496316.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

16. Нестеров Ю.В., Лисянский А.С., Макарова Е.И. и др. Тепловая схема и оборудование II контура энергоблока АЭС с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 для докритических параметров пара. *Теплоэнергетика*. 2011;6:32–36. URL: https://elibrary.ru/download/ elibrary_16525716_59977853.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

17. Трофимов Л.И. Экспериментальное исследование теплопередачи при конденсации пара на струях воды. *Теплоэнергетика*. 2002;2:64–70. URL: https://elibrary.ru/download/ elibrary_27721718_57251870.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

18. Сухоруков Ю.Г., Балунов Б.Ф., Лемехов В.В. и др. Теплогидравлические испытания модели смешивающего подогревателя высокого давления. *Теплоэнергетика*. 2021;12:68–75. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_47147143_76966836.pdf (дата обращения: 06.10.2024).

19. Кулаков Е.Н., Гаев В.Д., Казаров Г.И. и др. Повышение эффективности использования тепла конденсата пароперегревателей турбоустановок новых и действующих АЭС. *Теплоэнергетика*. 2023;1:30–39. DOI: https://doi.org/10.56304/S0040363623010034

20. Попов А.В., Кулаков Е.Н., Кругликов П.А. и др. Определение оптимального перепада давления на клапане управления насосом с гидротурбинным приводом. *Теплоэнергетика*. 2024;2:1–8. DOI: https://doi.org/10.56304/S0040363624020073

21. Шлемензон К.Т., Михайлов В.Е., Хоменок Л.А. Инновация в оборудовании ТЭС и АЭС – насосы с гидротурбинным приводом, органически включенным в тепловую схему энергоблока. Надежность и безопасность энергетики. 2014;1:37–40.

22. Федоровский А.Ю., Кириенко С.О., Сиполс А.А. Цифровые двойники ядерного энергокомплекса. *Атомная энергия*. 2024;136(1–2):36–40. URL: https://j-atomicenergy.ru/index. php/ae/article/view/5352 (дата обращения: 06.10.2024).

Поступила в редакцию 30.01.2025 После доработки 29.05.2025 Принята к опубликованию 10.06.2025

Авторы

Попов Алексей Валентинович, инженер 2 категории, E-mail: PopovAV@ckti.ru <u>Кулаков</u> Егор Николаевич, инженер 2 категории, E-mail: KulakovEN@ckti.ru <u>Данилова</u> Дарья Руслановна, техник, E-mail: DanilovaDR@ckti.ru <u>Лисянский</u> Александр Степанович, советник Генерального директора, д.т.н., E-mail: LisianskiiAS@ckti.ru Святкин Федор Анатольевич, начальник отдела теплообменного оборудования, E-mail: SvyatkinFA@ckti.ru Кириенко Святослав Олегович, начальник отдела математического моделирования и цифровизации, E-mail: KSO@pnproryv.ru Бубенщиков Егор Викторович, инженер-программист 3 категории, E-mail: BubenshikovEV@pnproryv.ru Павлова Ирина Владимировна, инженер-программист 3 категории, E-mail: PavlovaIV@pnproryv.ru Ходаковский Виктор Владимирович, ведущий эксперт, к.т.н., E-mail: KhodakovskyVV@pnproryv.ru <u>Чигарев</u> Валерий Николаевич, руководитель направления по проекту АЭС, E-mail: ChVN@pnproryv.ru

UDC 621.311.25:621.039

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

Popov A.V.¹, Kulakov E.N.¹, Danilova D.R.¹, Lisyanskii A.S.¹, Svyatkin F.A.¹, Kiriyenko S.O.², Bubenshikov E.V.², Pavlova I.V.², Khodakovsky V.V.², Chigarev V.N.²

¹ JSC Polzunov Scientific and Production Association for the Research and Design of Power Equipment, 3/6 Atamanskaya St., 191167 St.-Peterburg, Russia

² JSC «Proryv»,

1 Ramenskiy Boulevard, 119607 Moscow, Russia

Abstract

During the design of the secondary circuit for a nuclear power plant with the BREST-OD-300, engineers and designers faced specific challenges related to the properties of the lead coolant. The key issue was its high crystallization temperature, which necessitated fundamentally new approaches to the thermal circuit design of the power unit. Particular attention was paid to developing the feedwater heating system, as its parameters and configuration directly affect the thermal balance and operational stability of the reactor plant. Throughout the design process, the configuration of this system underwent multiple revisions, reflecting the complexity of achieving optimal technical solutions while meeting stringent reliability and safety requirements.

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

Every modification to the feedwater heating system design requires comprehensive analysis of its impact on all key components of the power unit, including both the reactor and turbine circuits. Engineers employed an Integral Computational Mathematical Model (ICMM) to evaluate system performance in normal and emergency operating modes, incorporating interconnections between all technological processes. This approach not only helps identify potential issues at early design stages but also optimizes equipment operating parameters. This approach achieves significant improvements in the power unit's economic efficiency while simultaneously meeting all reliability and safety requirements.

The research placed special emphasis on analyzing accident scenarios, particularlyfeedwater cooldown line failure. Engineers applied mathematical modeling to pinpoint critical parameters and design failure-mitigation solutions. These included upgrades to backup heating systems and optimization of control algorithms.

Thus, this work highlights the necessity of employing modern modeling methods when developing innovative nuclear reactors. Such approaches enable advance development of technical solutions to ensure safe and efficient operation of these advanced power units.

Keywords: Keywords: NPP, BREST-OD-300, Integral Computation Mathematical Model, Liquid Metal Coolant, Lead, Direct-Contact Feedwater Heater (DCFH), FHTP (Feed Hydroturbine Pump).

For citation: Popov A.V., Kulakov E.N., Danilova D.R., Lisyanskii A.S., Svyatkin F.A., Kiriyenko S.O., Bubenshikov E.V., Pavlova I.V., Khodakovsky V.V., Chigarev V.N. A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;2:153–166. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.13 (in Russian).

References

1. Parshikov I.A., Dolgov Yu. A., Larionov I.A., Shchekaturov A.M. Development of the integrated model of MBIR research reactor facility in the SiminTech simulation environment using the PRISET estimate code. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016;4:133–145; DOI: https:// doi.org/10.26583/npe.2016.4.13 (in Russian).

2. Adamov E.O., Dzhalavyan A.V., Lopatkin A.V., Molokanov N.A., Muravyov E.V., Orlov V.V., Kal'akin S.G., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Avrorin E.N., Ivanov V.B., Aleksakhin R.M. Conceptual framework of a strategy for the development of nuclear power in Russia to 2100. *Atomic Energy*. 2012;112(6):391–403. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-012-9574-x

3. Glebov A.P. Features of the development of nuclear energy in Russia. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants.* 2022;1:40–51. URL: https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-1-40-51.pdf (accessed Oct 06, 2024) (in Russian).

4. Country Statistics: Russian Federation. IAEA: Power Reactor Information System. URL: https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx (accessed Oct. 06, 2024).

5. Locatelly G., Manchini M., Todeschini N. Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects. *Energy Policy*. 2013;61:1503–1520. DOI: https://doi.org/10.1016/j.en-pol.2013.06.101

6. Gen IV International Forum. Annual Report 2020. Available at: https://www.gen-4.org/ resources/annual-reports/2020-gif-annual-report (accessed Oct. 06, 2024).

7. Adamov E.O., Grachev A.F., Zabudko L.M. Lachkanov E.V., Mochalov Yu. S., Beljaeva A.V., Kryukov F.N., Ivanov Yu. A., Skupov M.V., Marinenko E.E., Porollo S.I. Key Outcomes of Comprehensive Computational and Experimental Validation of Fuel Rods with Mixed Uranium-Plutonium Nitride Fuel for the BN-1200 and Brest Reactors. *Atomic Energy*. 2022;131(5):268–273. DOI: https://doi. org/10.1007/s10512-022-00877-1

8. Grabezhnaya V.A., Mikheev A.S., Stein Yu.Yu., Semchenkov A.A. Numerical and experimental investigation of the model steam generator reactor facility BREST-OD-300. *Izvestiya vuzov*. *Yadernaya Energetika*. 2013;1:101–109 DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2013.1.13 (in Russian).

9. Beznosov A.V., Lvov A.V., Bokov P.A. Bokova T.A., Razin V.A. Experimental researches of dependences of lead coolant axial pumping on the lattice parameters of impellers profiles. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2017;1:138–146. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2017.1.13 (in Russian).

10. Ageev V.S., Budanov Yu.P., Ioltukhovsky A.G., Leonteva-Smirnova M.V., Mitrofanova N.M., Tselishchev A.V., Shkabura I.A. Structural materials of the Russian fast reactor cores. Current situation and perspectives. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2009;2:210–218 URL: https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2009/02.pdf (accessed Oct. 06, 2024) (in Russian).

11. Belozerov V.I., Sitdikov E.R., Varseev E.V. Effect of impurities content on the heat transfer in the lead coolant. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016;1:130–137. DOI: https://doi. org/10.26583/npe.2016.1.14 (in Russian).

12. Bol'shov L.A., Mosunova N.A., Strizhov V.F., Shmidt O.V. Next generation design codes for a new technological platform for nuclear power. *Atomic Energy*. 2016;120(6):369–379. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-016-0145-4

13. Kondurov E.P., Kulakov E.N., Popov A.V. Stepanov D.V., Prouhin A.V., Shchepetil'nikov I.D., Hodakovskij V.V. New challenges of using the steam power cycle in power plants based on lead-cooled fast reactor. *Atomic Energy*. 2024;136(1–2):32–38. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-024-01126-3

14. Filin A.I., Tsikunov V.S., Popov S.V., Nesterov Yu. V., Shvarts A.L., Kolbasnikov A.V., Shmukler B.I., Gombolevskii V.I., Radin Yu.A, Vakhrushin M.P. Development of the thermal schemes, equipment and operating regimes of the second circuit of a promising Nuclear Power Station. *Thermal Engineering*. 2001;48(6):27–31. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_27213049_17934548. pdf (accessed Oct. 06, 2024) (in Russian).

15. Somova E.V., Kisina V.I., Shvarts A.L., Kolbasnikov A.V., Kanishchev V.P. The condensation of steam from steam-water mixture on water jets at high pressure. *Thermal Engineering*. 2009;56(1):69–77. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601509010121

16. Nesterov Y.V., Makarova E.I., Lisyanskii A.S., Bal'va L.Ya., Prikhod'ko P.Yu. The thermal process diagram and equipment of the secondary coolant circuit of a nuclear power station unit based on the BREST-OD-300 reactor installation for subcritical steam conditions. *Thermal Engineering*. 2011;58(6):478–482. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601511060103

17. Trofimov L.I. An experimental study of heat transfers with condensation of steam on water jets. *Thermal Engineering*. 2002;49(2):155–161. URL: https://www.elibrary.ru/item.as-p?id=21931164 (accessed Oct. 06, 2024).

18. Sukhorukov Y.G., Balunov B.F., Shcheglov A.A., Lemekhov V.V., Kogut V.A., Proukhin A.V., Svyatkin F.A., Yurchenko A.Yu., Matysh A.S., Borisov A.O., Shorin N.A., Grigor'ev K.A. Thermohydraulic test of a model of a high-pressure mixing heater. *Thermal Engineering*. 2021;68(12):936–942. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601521120090

19. Kulakov E.N., Gaev V.D., Kazarov G.I., Sukhorukov Yu.G., Popov A.V. More efficient heat recovery from the condensate of reheaters at new and operating nuclear power plants (NPPs). *Thermal Engineering*. 2023;70(1):23–31. DOI: https://doi.org/10.1134/s0040601523010032

20. Popov A.V., Kulakov E.N., Kruglikov P.A., Svyatkin F.A., Pavlov P.G., Tarasenko R.S., Denisova I.B., Proukhin A.V. Determining the optimum pressure differential across the control valve of a hydroturbine driven pump. *Thermal Engineering*. 2024;71(2):118–124. DOI: https:// doi.org/10.1134/S0040601524020071

A New Circuit Solution to Minimize the Consequences of the Failure of the Feedwater Cooldown Line of the BREST-OD-300

21. Shlemenzon K.T., Mihailov V.E., Homenok L.A. Innovation in the equipment of TPP and NPP – pumps with a hydroturbine drive organically integrated into the thermal circuit of the power unit. *Safety & Reliability of Power Industry* (=*Nadezhnost' I bezopasnost' jenergetiki*). 2014;1:37–40 (in Russian).

22. Fedorovsky A.Yu., Kirienko S.O., Sipols A.A. Digital twins of nuclear power complexes. *Atomic Energy*. 2024;136(1–2):44–49. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-024-01128-1

Authors

Aleksey V. Popov, Engineer, E-mail: PopovAV@ckti.ru Egor N. Kulakov, Engineer, E-mail: KulakovEN@ckti.ru Daria R. Danilova, Technic, E-mail: DanilovaDR@ckti.ru Alexander S. Lisvanskii, Advisor to the General Director, Dr. Sci. (Engineering), E-mail: LisianskiiAS@ckti.ru Fvodor A. Svvatkin, Head of Heat Exchange Equipment Department, E-mail: SvyatkinFA@ckti.ru Svatoslav O. <u>Kirivenko</u>, Head of Mathematical Modeling and Digitalization Department, E-mail: KSO@pnproryv.ru Egor V. <u>Bubenshikov</u>, Software Engineer, E-mail: BubenshikovEV@pnproryv.ru Irina V. Pavlova, Software Engineer, E-mail: PavlovaIV@pnproryv.ru Victor V. Khodakovsky, Leading Expert, Cand. Sci. (Engineering), E-mail: KhodakovskyVV@pnproryv.ru Valerv N. Chigarev, Head of the NPP Project Direction, E-mail: ChVN@pnproryv.ru