

О ПРИМЕНЕНИИ ОПЫТА ТЕПЛОВОЙ И АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ДЛЯ ВЫБОРА ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА ИННОВАЦИОННОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-СКД. ЧАСТЬ I

Е.Б. Юрчевский*, **В.П. Семишкин***, **В.М. Кузнецов****, **И.А. Чусов***,
О.Ю. Кавун*, **Н.В. Шарый***

* АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

142103, Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе, 21

** ООО «Группа компаний ИнтеллектСервис»

115088, г. Москва, ул. Угрешская, д. 2



С целью обоснования водно-химического режима для инновационного энергоблока на сверхкритических параметрах водного теплоносителя ВВЭР-СКД рассмотрен опыт тепловой и атомной энергетики в выборе и ведении водно-химических режимов прямоточных паротурбинных блоков СКД и одноконтурных атомных энергоблоков. Показано, что выбор и поддержание оптимального водно-химического режима будет одним из важнейших факторов, обеспечивающих безопасную, надежную, экономичную и длительную эксплуатацию энергоблоков ВВЭР-СКД. В работе сопоставлены гидразинно-аммиачный и нейтрально-окислительный водно-химические режимы прямоточных котлов СКД, применяемых в тепловой энергетике, а также водно-химические режимы одноконтурных атомных энергетических установок, в том числе установок с ядерным перегревом пара. По результатам выполненного анализа даны рекомендации по выбору нейтрального бескоррекционного водно-химического режима, сформулированы условия его ведения и нормы качества теплоносителя.

Ключевые слова: сверхкритические параметры, опыт эксплуатации, водно-химический режим, нейтральный бескоррекционный водно-химический режим, обессоленная вода.

Для цитирования: Юрчевский Е.Б., Семишкин В.П., Кузнецов В.М., Чусов И.А., Кавун О.Ю., Шарый Н.В. О применении опыта тепловой и атомной энергетики для выбора водно-химического режима инновационной реакторной установки ВВЭР-СКД. Часть 1. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 57-72. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.05>.

© Е.Б. Юрчевский, В.П. Семишкин, В.М. Кузнецов, И.А. Чусов, О.Ю. Кавун, Н.В. Шарый, 2023

ВВЕДЕНИЕ

Утвержденная распоряжением Правительства Российской Федерации от 13 ноября 2009 г. № 1715-р «Энергетическая стратегия России на период до 2030 года» предусматривает «создание нового поколения водо-водяных энергетических реакторов со сверхкритическими параметрами пара и регулируемым спектром нейтронов». Работы в этом направлении ведутся в рамках крупной международной программы GIF-4 (Generation-4 International Forum) российскими институтами НИЦ КИ, ФЭИ, ОКБ ГП, АЭП, а также в США, Франции, Японии и в других странах. В настоящее время корпусные водо-водяные энергетические реакторы ВВЭР, PWR и BWR являются основой российской и мировой атомной энергетики и составляют примерно 96% реакторного парка в мире. Первый российский энергетический реактор ВВЭР был разработан ОКБ «Гидропресс» и в 1964 г. стал основой головного энергоблока Нововоронежской АЭС. Электрическая мощность энергоблока составляла 210 МВт, давление во втором контуре 2.9 МПа, температура теплоносителя после активной зоны 270°C, КПД 25.5%. Современный отечественный ВВЭР-ТОИ поколения 3⁺, также разработанный ОКБ «Гидропресс», обеспечивает электрическую мощность 1255 МВт (брутто), давление во втором контуре 6.5 МПа, температуру теплоносителя после активной зоны 328°C, КПД 37.5%. Прогресс в сравнении с первыми ВВЭР очевиден, но по важному показателю КПД современные атомные энергоблоки на базе ВВЭР существенно уступают энергоблокам на органическом топливе. Современные электростанции на угле, обеспечивающие 40.3% мирового производства электроэнергии (в России – 13%) при применении суперсверхкритических параметров пара, например, на введенном в 2002 г. энергоблоке на ТЭС Nideraussem (Германия) мощностью 1012 МВт брутто и 965 МВт нетто имеют КПД 45.2%, параметры пара – 27.5 МПа, 580/600°C [1]. Доля газа в мировом производстве электроэнергии составляет около 24% (в России около 47 %). Наиболее совершенные парогазовые установки достигли КПД до 58 – 60% при начальной температуре рабочего тела 1427°C [2]. Необходимость повышения КПД атомных энергоблоков с ВВЭР вызвана конкурентными соображениями, ограниченными ресурсами ²³⁵U, а также определяется перспективами, как это предусмотрено Государственной программой Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», утвержденной постановлением Правительства РФ от 02 июня 2014 г. № 506-12, в которой заложено продолжение работ, направленных на создание технологий и опытно-промышленных образцов для развития двухкомпонентной атомной энергетики. В этой программе корпусные водо-водяные реакторы вместе с реакторами на быстрых нейтронах позиционируются как технологическая основа двухкомпонентной атомной энергетики будущего.

РЕАКТОРНАЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ УСТАНОВКА НА ОСНОВЕ ВВЭР-СКД

Реализация проекта ВВЭР-СКД является одним из самых перспективных направлений развития атомной энергетики, предусматривающих повышение КПД атомных энергоустановок с 33 до 45% и более. Быстрорезонансный спектр нейтронов позволит достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива до 0,8, сократить расход ²³⁵U, обеспечить использование ²³⁸U и выжигание радиоактивных отходов. Применение одноконтурной схемы ВВЭР-СКД снизит металлоемкость установки, уменьшит требуемые размеры защитной оболочки, позволит использовать освоенное промышленностью оборудование. В ВВЭР-СКД разница в температуре воды на входе и выходе активной зоны оценивается приблизительно в 260°C. Благодаря большому приросту энтальпии в активной зоне на порядок сократится расход теплоносителя в сравнении с ВВЭР на 16 МПа такой же мощности (в ВВЭР-ТОИ – 59700 т/ч, в ВВЭР-СКД по оценке – 6804 т/ч). Соответственно уменьшатся габариты технологического

оборудования, диаметры трубопроводов и арматуры, создадутся предпосылки к созданию двухпетлевой реакторной установки. Удельная металлоемкость реакторной установки на базе ВВЭР-СКД оценивается приблизительно в 2,3 раза меньше чем металлоемкость аналогичной установки на базе ВВЭР-1000. Сопоставление проектных габаритов защитной оболочки для реакторов разного типа приведено на рис. 1.

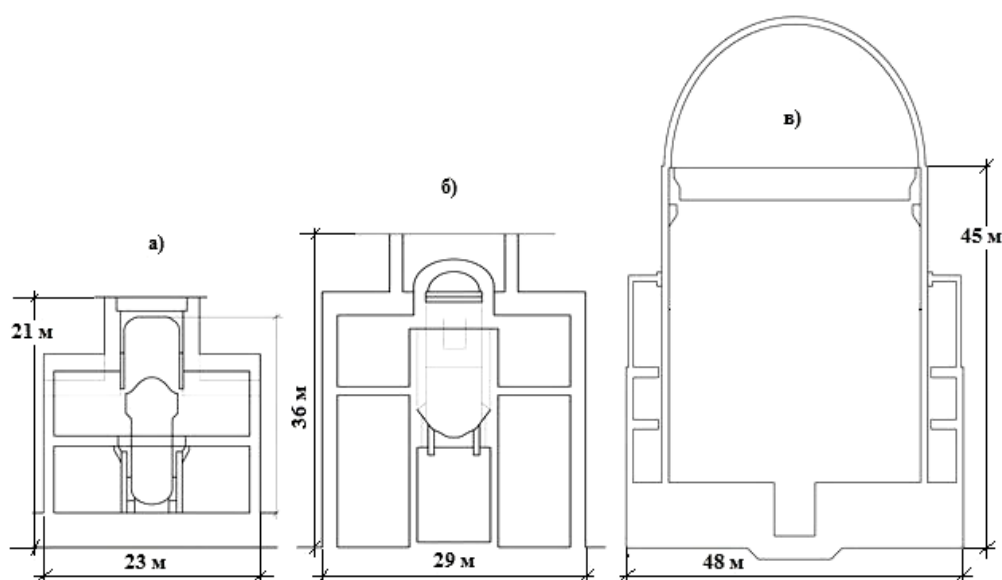


Рис. 1. Сравнение проектных габаритов защитных оболочек реакторов разного типа: а) – реактор СКД-ВВЭР (LWSPR, 1700 МВт (э)); б) – кипящий реактор (ABWR, 1350 МВт (э)); в) – реактор типа ВВЭР (PWR, 1100 МВт (э)) [3]

Зарубежные и российские оценки, выполненные в рамках концептуальных проектов, показали, что при выполнении всех требований по безопасности реакторы типа ВВЭР-СКД (SCWR) позволят улучшить экономику на 20–30% в сравнении с реакторами поколения 3+ [4].

В Российской Федерации и за рубежом разрабатываются различные концептуальные проекты SCWR, отличающиеся параметрами теплоносителя и схемами его циркуляции в активной зоне. Схема одноконтурной реакторной установки на основе ВВЭР-СКД с указанием параметров теплоносителя в характерных точках приведена на рис. 2. В установке для повышения КПД и обеспечения малой влажности пара в турбине применяется промежуточный перегрев пара с 260 до 441°C.

Характерной особенностью тепловой схемы энергоблока (см. рис. 2) является отсутствие в ее составе парогенератора и всего оборудования второго контура, которые являются неотъемлемой составляющей двухконтурных установок. Перегрев генерируемого пара до сверхкритических параметров осуществляется непосредственно в реакторе. Как изображено на рис. 3, внутри корпуса реактора размещена разделительная обечайка, делящая внутренний объем на периферийную и центральную зоны.

Внизу активной зоны потоки теплоносителя из периферийной зоны объединяются и направляются в центральную зону, которая охлаждается восходящим потоком теплоносителя.

Принятая схема движения теплоносителя защитит корпус реактора от радиации и воздействия высокотемпературного теплоносителя, что позволит использовать отработанные в серийных ВВЭР конструкции, технологию изготовления и конструкцион-

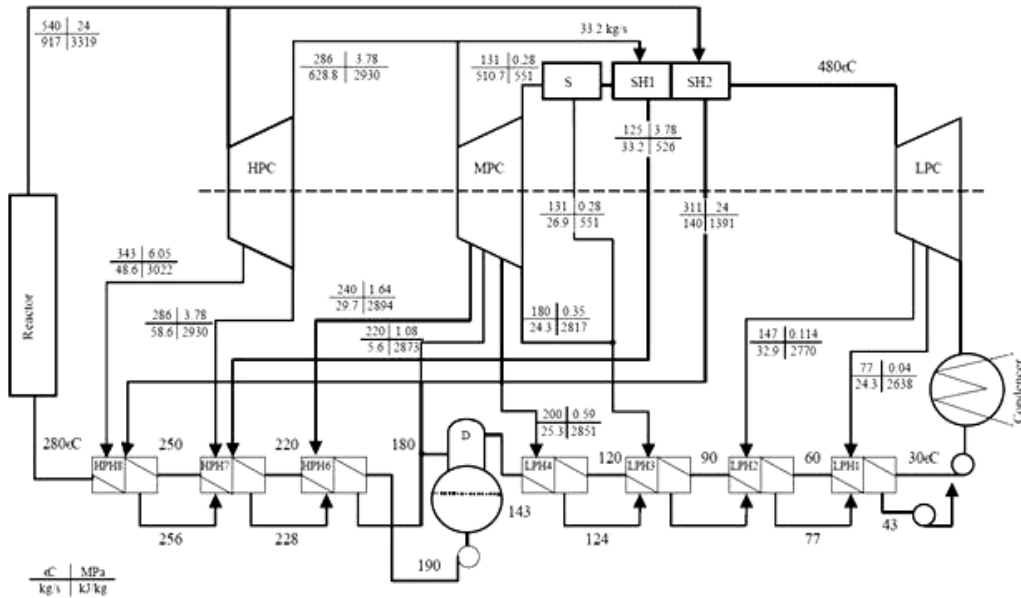


Рис. 2. Проект тепловой схемы энергоблока на основе реакторной установки ВВЭР-СКД

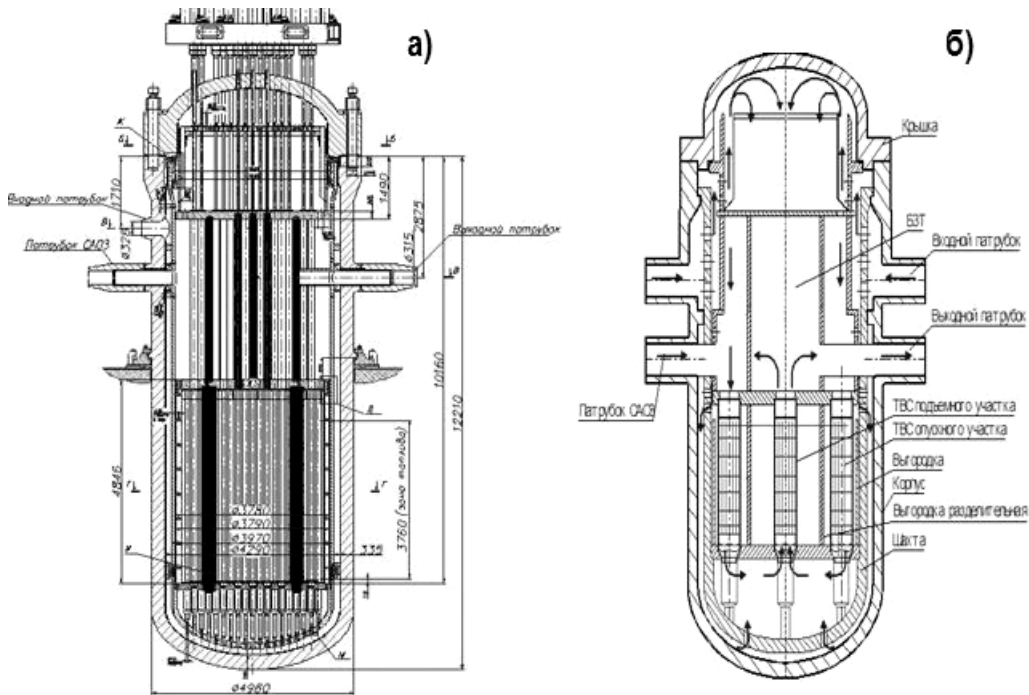


Рис. 3. Проект конструкции (а) и схема движения теплоносителя реактора (б) ВВЭР-СКД [5]

ные материалы для изготовления корпуса реактора и создаст условия для равномерного энерговыделения по объему активной зоны.

Длительный опыт эксплуатации более 120-ти конденсационных и теплофикационных энергоблоков СКД в тепловой энергетике России показывает, что выбор и поддержание оптимального водно-химического режима (ВХР) будет одним из важней-

ших факторов, обеспечивающих безопасную, надежную, экономичную и длительную эксплуатацию энергоблоков ВВЭР-СКД. Рассматриваемая в статье прямоточная схема одноконтурного энергоблока ВВЭР-СКД приводит к «ужесточению» требований к ВХР, так как делает отложения на поверхностях нагрева переходной зоны в области критической температуры в активной зоне, а также в турбине возможными (на практике – неизбежными). Задача ВХР состоит в снижении коррозии и скорости образования отложений, в глубокой очистке добавочной воды перед подпиткой теплоносителя реактора, в очистке теплоносителя в процессе эксплуатации на мощности и при остановке. Как и при внедрении в тепловой энергетике теплоносителя сверхкритических параметров требуется обеспечение исключительно жестких требований к качеству питательной воды, к материалам для изготовления реакторной установки и соединительных трубопроводов. Важной особенностью прямоточной схемы станет вынос из реактора радиоактивных продуктов коррозии и солей и занос ими всего пароводяного контура, определяющий меньшую доступность оборудования в эксплуатации и требующий организации биологической защиты. Применение ВВЭР-СКД связано со значительными изменениями теплофизических свойств теплоносителя – плотности и температуры. Повышение параметров пара увеличивает его растворяющую способность в отношении примесей, содержащихся в питательной воде. В результате возрастает риск образования отложений на поверхностях нагрева реактора и интенсивность заноса проточной части турбины. Существующие методы водоподготовки и очистки турбинного конденсата обеспечивают достаточно полную очистку питательной воды от солевых загрязнений. Поэтому основными примесями питательной воды реактора станут продукты коррозии конструкционных материалов, главным образом, оксиды железа и легирующие добавки. Таким образом, как и в тепловой энергетике вопросы ВХР должны рассматриваться комплексно с приемлемостью конструкционных материалов для использования в среде сверхкритических параметров с учетом радиации. К настоящему времени на сложном пути создания инновационных ВВЭР-СКД сделаны концептуальные проработки: обоснованы эффективность использования и перспективы в атомной энергетике XXI в., предложены варианты схемно-конструктивного исполнения, сформулированы нерешенные вопросы и основные направления НИОКР. В данной статье на основании анализа опыта тепловой и атомной энергетике предлагается оптимальный, по мнению авторов, ВХР для ВВЭР-СКД и формулируются проблемы, решение которых необходимо для успешного использования предложенного ВХР.

ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЕ РЕЖИМЫ ПРЯМОТОЧНЫХ КОТЛОВ СКД В ТЕПЛОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Первый в СССР промышленный прямоточный котел высокого давления был сдан в промышленную эксплуатацию в декабре 1933 г. на площадке нынешней ТЭЦ-9 Мосэнерго. Этот котел имел паропроизводительность 200 т/ч, параметры свежего пара 14,0 МПа, 500°C и промежуточный перегрев пара до 410°C. В последующие 30 лет повышались параметры прямоточных котлов, совершенствовалась их конструкция. Для изготовления контура циркуляции котлов использовались перлитные стали, стали марок 12Х1МФ и 12Х18Н12Т, медноцинковые латуни и бронзы для трубок конденсаторов турбин. В те годы основной задачей ВХР прямоточных котлов докритических параметров было предотвращение заноса турбины минеральными примесями питательной воды. В 1963 г. на Черепетской и Приднестровской ГРЭС были введены в эксплуатацию первые советские энергоблоки СКД. По мере развития прямоточного котлостроения постоянно повышались требования к ВХР котлов. Освоение сверхкритических параметров, рост единичной производительности, увеличение тепловых

нагрузок резко увеличили зависимость надежности котлов от отложений со стороны теплоносителя. Проблема в значительной мере была решена введением в контур циркуляции установки 100%-ной очистки турбинного конденсата. Однако полностью предотвратить отложения продуктов коррозии конструкционных материалов с помощью конденсатоочистки не удалось. Для первых прямоточных котлов СКД был принят гидразинно-аммиачный ВХР (ГАВР) и были назначены нормы качества питательной воды, при которых предотвращались отложения как на поверхностях нагрева котлов, так и в турбине. Сутью ГАВР является подавление коррозионной активности воды по отношению к конструкционным материалам повышением рН среды и связыванием остатков кислорода в питательной воды после деаэратора. При этом режиме в питательную воду котлов вводятся корректирующие добавки – аммиак и гидразин. Количество дозируемого аммиака должно обеспечить величину показателя рН питательной воды на уровне $9,1 \pm 0,1$, а количество гидразина должно обеспечивать связывание остатков кислорода с избытком 20–60 мкг/кг N_2H_2 . Тщательное соблюдение ГАВР обеспечивает выполнение норм качества питательной воды, но не гарантирует предотвращение образования железоокисных и медных отложений на теплонапряженных поверхностях нагрева котла. Большой проблемой ГАВР стало интенсивное образование в трубах котлов рыхлого нетеплопроводного слоя отложений окислов железа. Существенное повышение термического сопротивления от стенки к среде СКД приводило к чрезмерно высокой температуре металла труб и соответствующей интенсификации наружной газовой коррозии. Для предотвращения роста термического сопротивления труб потребовалась организация периодических кислотных промывок.

ВХР, основанный на создании с помощью кислорода защитных магнетитовых пленок на стали, получил название нейтрального окислительного режима. Впервые этот ВХР применен в Гамбургской энергосистеме Германии начиная с 1967 г. [6]. При введении нейтрального окислительного режима непременным условием является глубокое химическое обессоливание всего потока конденсата.

Уже в первый период применения нейтрально-окислительного водного режима было установлено, что при концентрации кислорода от 60 до 80 мкг/л и электрической проводимости питательной воды 0.1 мкСм/см на трубах питательного тракта и трубчатке подогревателей низкого давления, изготовленных из углеродистой стали марки St 35.8 (российский аналог Ст 20), образовался защитный окисный слой. Рентгеновский анализ показал, что толщина защитной пленки составляла 0,020 мм, т. е. пленка была такой же толщины, как и на аустенитной стали.

Нейтральный окислительный водный режим, по мнению его автора Р. Фрайера, обеспечивая нормальную работу энергоблока, позволяет существенно сократить капитальные (отсутствие в тепловой схеме деаэратора) и текущие затраты (на реагенты – аммиак, гидразин и на обслуживающий персонал), а также значительно увеличить длительность фильтроциклов конденсатоочистки. В то же время необходимо иметь в виду, что для обеспечения достаточно полной пассивирующей способности кислорода на стальной поверхности следует выполнять и поддерживать ряд условий, нарушение которых может привести к увеличению скорости коррозии. В первую очередь, это касается обеспечения необходимой чистоты поверхности – отложения на поверхности, шероховатость механического происхождения, гетерогенность и т. д. служат основными причинами образования и функционирования микропор в присутствии кислорода. Нестабильный режим эксплуатации блоков (аварийные остановки оборудования, снижение нагрузки в ночное время, что характерно для большинства энергоблоков, а также попадание в водную среду ионов хлора и сульфатов) обуславливает нарушение целостности различного рода пленок и отложений на внутрен-

них поверхностях пароводяного и водоконденсатного тракта. Именно в периоды останова и пуска энергоблока, а также при изменениях нагрузки растрескиваются защитные пленки. Естественно, что пленка разрушается неравномерно, что может интенсифицировать коррозионные процессы в присутствии кислорода. Нецелесообразно использовать нейтральный окислительный водный режим с повышенным содержанием кислорода и на энергоблоках, имеющих оборудование из медных сплавов, так как оптимальные условия для пассивации стали и латуни не совпадают.

В СССР нейтрально-кислородный ВХР (НКВР) для прямоточных котлов СКД разработан и внедрен в 70-х годах прошлого века по инициативе специалистов МЭИ (О.И. Мартынова) и ЭНИН им. Г.М. Кржижановского. По предложению ЭНИН (М.Е. Шницман) в 1974 г. впервые на третьем блоке Конаковской ГРЭС вместо традиционного ГАВР был введен новый НКВР с дозированием газообразного кислорода. Замена ВХР дала ожидаемые результаты. В отличие от ГАВР эффективность НКВР основана на торможении коррозии металла путем ограничения доступа коррозионных агентов к поверхности металла с помощью создания на этой поверхности защитной противокоррозионной пленки. Принятые для этого ВХР нормы качества питательной воды отличаются от норм ГАВР отсутствием корректирующих добавок, более жесткими требованиями к электропроводимости воды, величиной рН и концентрацией кислорода. При ведении НКВР из конденсатно-питательного тракта исключаются медные сплавы, в конденсат дозируется кислород с концентрацией 200–800 мкг/кг. Для изготовления пароперегревателей используется аустенитная сталь 12Х18Н12Т. При НКВР необходима высокая чистота питательной воды, характеризующаяся электропроводностью не выше 0.1–0.2 мкСм/см. Превышение этого показателя может привести к язвенной коррозии перлитных и низколегированных сталей или к межкристаллитной коррозии под напряжением для аустенитных нержавеющей сталей. Для НКВР величина рН питательной воды должна быть нейтральной (рН = 7.0–7.5). Для прямоточных котлов СКД применение НКВР практически полностью устранило повышение температуры труб выше проектных величин. Соответственно уменьшилась скорость образования железоокисных отложений, что позволило довести межпромывочный период проведения кислотных промывок котлов до пяти – восьми и более лет. Отказ от дозирования в питательную воду котлов гидразина и аммиака упростил технологический процесс, снизил затраты на химреагенты, уменьшил ионную нагрузку на иониты в БОУ, обеспечил увеличение фильтроциклов в три–четыре раза, значительно уменьшились объем и засоленность сточных вод.

Сопоставление работы энергоблоков СКД в тепловой энергетике на ГАВР и на НКВР показало значительные преимущества НКВР [7]:

- уменьшение в три–пять раз величины железоокисных отложений;
- снижение концентрации железа в питательной воде ниже нормируемого значения (5–7 мкг/кг и ниже);
- увеличение межпромывочного срока эксплуатации оборудования, что приводит к значительной экономии дефицитных реагентов на проведение эксплуатационных химических промывок котла и турбин;
- отказ от дозирования гидразина и больших количеств аммиака удешевляет и упрощает эксплуатацию энергоблока, существенно увеличивает длительность межрегенерационного периода фильтров блочной обессоливающей установки (БОУ), следовательно, приводит к экономии NaOH и H₂SO₄ на регенерацию фильтров и к сокращению общего объема сточных вод БОУ;
- полный отказ от применения высокотоксичного гидразин-гидрата и значительное сокращение расхода аммиака.

Массовое внедрение НКВР на отечественных энергоблоках СКД позволило решить основные проблемы конденсатно-питательного тракта, а также паровых турбин по минимизации коррозии и отложений [8].

Длительный опыт эксплуатации прямоточных котлов СКД на НКВР показал, что данный режим является наиболее экологичным и экономичным из всех известных в настоящее время.

Эффективность применения НКВР обусловлена тем, что при использовании в пароводяном контуре перлитных сталей и питательной воды высокой чистоты (электропроводность на уровне 0,2 мкСм/см и менее) содержащийся в питательной воде кислород образует на поверхности металла сплошную защитную пленку из магнетита и гематита, которая защищает сталь от дальнейшей коррозии. Ухудшение качества воды (электропроводность свыше 0,2–0,3 мкСм/см) вызывает значительный рост скорости коррозии. Поэтому обязательным условием успешного ведения НКВР является надежность работы конденсаторов турбин, исключая присосы охлаждающей воды, а также глубокое обессоливание всего объема питательной воды на БОУ.

ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЕ РЕЖИМЫ ОДНОКОНТУРНЫХ АТОМНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Для одноконтурных атомных энергоустановок нейтральные водно-химические режимы в атомной энергетике России используются уже 70 лет. Впервые этот ВХР был применен в 1952 г. для циркуляционного контура реактора РТФ (в Институте атомной энергии) [9].

Наиболее информативные исследования нейтрального и кислородного ВХР были проведены на атомной энергоустановке ВК-50, которая является первой и единственной в России установкой с корпусным водо-водяным кипящим реактором, естественной циркуляцией теплоносителя и подачей пара непосредственно из реактора на турбину. В этой реакторной установке 32,8% поверхности контура циркуляции было изготовлено из углеродистой стали, а остальные поверхности – из аустенитной стали и латуни. Проведенные в период с ноября 1965 г. по июль 1978 г. (в течение 13 лет!) исследования нейтрального ВХР и коррозионной стойкости перлитных сталей показали его значительные преимущества в сравнении с гидразинным водно-химическим режимом, заключающиеся в более высокой надежности высокотемпературных участков основного оборудования из углеродистой стали, минимальных значениях локальной коррозии, исключении выноса в теплоноситель долгоживущих радионуклидов. В 1978 г. установка была переведена на кислородный режим с дозированием в питательную воду около 200 мг/м³ кислорода. Сопоставление результатов эксплуатации установки в нейтральном и кислородном режимах показало, что дозирование кислорода замедляет коррозионные процессы на углеродистой стали вследствие образования на поверхности плотных и адгезионнопрочных самозалечивающихся защитных окисных пленок. В ходе исследований установлено, что необходимыми условиями формирования защитных окислов железа являются высокая чистота теплоносителя (удельная электропроводность не более 0,2 мкСм/см) и концентрация растворенного кислорода не ниже 0,2 г/м³.

Условиями успешного использования этого ВХР на установке ВК-50 стали

- удаление из контура медьсодержащих сплавов;
- прекращение дозирования корректирующих добавок в теплоноситель;
- обеспечение высокой чистоты питательной воды (электрическая проводимость до 0,2 мкСм/см).

По результатам проведенных исследований авторы сделали вывод о возможности и целесообразности более широкого использования перлитных сталей для изготовления контура циркуляции одноконтурных атомных энергоустановок [10].

Широкое применение в нашей стране получили одноконтурные реакторные установки РБМК-1000. В настоящее время в эксплуатации находятся восемь таких энергоблоков с давлением пара 7 МПа и температурой 280°C. Для этих энергоблоков принят нейтральный бескоррекционный ВХР. Средствами поддержания ВХР основного технологического контура блока АЭС с РБМК-1000 являются

- непрерывная очистка воды КМПЦ на установке байпасной очистки воды;
- 100%-ная очистка конденсата турбин и всех потоков теплоносителя, поступающих в конденсатор турбин, на конденсатоочистке;
- тщательная подготовка добавочной воды.

В качестве примера оптимального обеспечения бескоррекционного ВХР на АЭС с РБМК-1000 можно привести Смоленскую АЭС. На этой станции были исключены медьсодержащие сплавы из конденсатно-питательного тракта, обеспечена высокая чистота водного теплоносителя за счет правильного подбора и контроля качества ионитов для очистки добавочной воды и турбинного конденсата, что позволило Смоленской АЭС выйти по качеству реакторной воды на уровень нормативов реакторов BWR (США). Так к 2007 г. в условиях бескоррекционного водного режима вода основного технологического контура стала близка к теоретически чистой воде с удельной электропроводностью питательной воды 0.07 мкСм/см и воды КМПЦ – 0.1 мкСм/см [11]. Как следствие, в 2012 г. на Смоленской АЭС, первой среди атомных станций РФ, внедрена и сертифицирована интегрированная система менеджмента (ИСМ) на соответствие стандартам ISO 9001:2008, 14001:2004 и OHSAS 18001:2007 с учетом норм по безопасности МАГАТЭ №GS-R-3.

Наиболее близким аналогом ВВЭР-СКД в России является энергоблок АМБ-200 на Белоярской АЭС им. И.В. Курчатова. На этой станции с канальными реакторами АМБ-100 и АМБ-200 был реализован ядерный перегрев пара. Для обоих блоков БАЭС применялись серийные турбины на параметры пара 8.8 МПа и 500–535°C, который подавался непосредственно из реактора. Хотя давление в блоках БАЭС не является сверхкритическим, но рабочие температуры тепловыделяющих элементов примерно соответствуют тем, которые ожидаются в реакторах на воде СКП. Первоначально максимальная температура пара на выходе из парогенерирующего канала (ПК) была ограничена уровнем 510°C. Положительные результаты эксплуатации пароперегревателей твэлов позволили повысить ее значение до 535°C, а затем до 545°C. Длительная (свыше четырех лет) эксплуатация при таких режимах не снизила работоспособности твэлов, вследствие чего было решено поднять температуру пара на выходе отдельных ПК до 560–565°C. Схема второго энергоблока БАЭС (АМБ-200) одноконтурная и близка к схеме одноконтурной ВВЭР-СКД. В одноконтурной тепловой схеме реактора АМБ-200 из стали 08X18H10T было изготовлено около 15% поверхностей контура, в том числе все элементы ПК и оболочки твэлов, из перлитных сталей 25% поверхностей контура, а остальные поверхности были изготовлены из латуни и медно-никелевого сплава МНЖ-5-1, которые заменили впоследствии на аустенитную сталь. Первоначально был назначен слабоаммиачный ВХР с поддержанием значения pH в интервале 8.0–9.5 путем дозирования раствора аммиака. В технологической схеме была предусмотрена конденсатоочистка и выполнялась продувка в размере 1% из циркуляционного контура установки. В период пуска энергоблока для очистки питательной воды от продуктов коррозии использовался намывной фильтр. По итогам эксплуатации в период с декабря 1967 г. по 1972 г. был сделан вывод о приемлемости слабоаммиачного ВХР для конструкционных материалов, используемых в пароводяном контуре реакторной установки. Начиная с 1972 г. установка АМБ-200 была переведена на нейтральный бескоррекционный ВХР, на котором проработала до выработки ресурса и окончательной остановки реактора в 1989 г. Отмечается, что

перевод на бескоррекционный ВХР в сочетании с заменой перлитной стали и медных сплавов на аустенитную нержавеющую сталь существенно снизили отложения на тепловыделяющих сборках [12].

В соответствии с действующим основополагающим документом [13] главными задачами ВХР АЭС являются поддержание коррозионной стойкости конструкционных материалов, обеспечение минимального количества отложений на теплопередающих поверхностях, предотвращение накопления горючих газов, снижение радиационного воздействия на персонал. Проблемы радиоактивности пароконденсатного тракта одноконтурных АЭС и влияния коррозии конструкционных материалов на радиоактивность теплоносителя достаточно подробно уже освещены в литературе [14]. Как показывает приведенный выше анализ опыта эксплуатации близких по условиям работы тепловых и атомных электростанций, в наибольшей мере этим задачам для ВВЭР-СКД соответствует нейтральный бескоррекционный ВХР. Положительный эффект этого ВХР основан на том, что при отсутствии в питательной воде электролитов (растворенных солей) растворенный в воде кислород является мощным пассиватором процессов коррозии. На стали в этих условиях образуется тонкая, но плотная пленка окислов, состоящая преимущественно из магнетита, которая препятствует дальнейшему разрушению металла. Важно подчеркнуть, что в случае повреждения этой пленки в присутствии окислителей происходит быстрое «залечивание» обнажившегося участка и целостность покрытия восстанавливается. Попадание в питательную воду естественных примесей природной воды (катионов натрия, кальция, магния, карбоната-иона, хлор-иона, кремнекислоты и др.) недопустимо, так как приводит к резкому ускорению коррозионного разрушения оборудования и трубопроводов. Особенную опасность представляет присутствие в теплоносителе хлор-ионов. По этой причине необходимо максимально ограничивать концентрацию хлор-ионов в теплоносителе.

НЕЙТРАЛЬНЫЙ БЕСКОРРЕКЦИОННЫЙ ВОДНЫЙ РЕЖИМ ДЛЯ ВВЭР-СКД

Основными отличительными особенностями нейтрального бескоррекционного ВХР являются

- ведение ВХР без корректирующих добавок реагентов;
- необходимость обеспечения высокой чистоты питательной воды на уровне 0.10–0.15 мкСм/см и величины показателя рН в интервале 7.0–7.5;
- в одноконтурных атомных энергоустановках не используются химические реагенты для подавления радиолиза питательной воды.

Основными преимуществами нейтрального бескоррекционного ВХР являются

- уменьшение скорости эрозионно-коррозионных процессов в питательном тракте, что приводит к существенному снижению концентрации железа в питательной воде ниже нормируемого значения (5–7 мкг/кг и ниже);
- увеличение межпромывочного срока эксплуатации оборудования и соответствующая экономия реагентов на проведение эксплуатационных химических промывок;
- упрощение эксплуатации энергоблоков за счет отказа от оборудования и реагентов, необходимых для корректировки ВХР;
- увеличение в три–четыре раза длительности межрегенерационного периода фильтров конденсатоочистки с соответствующей экономией серной кислоты, щелочи и обессоленной воды на регенерацию фильтров и с сокращением общего объема радиоактивных сточных вод.

Для ведения нейтрального бескоррекционного ВХР в базовом режиме эксплуатации реакторной установки предлагается принять нормы питательной воды, приведенные в табл. 1.

Таблица 1

Рекомендуемые нормы качества питательной воды для опытного образца ВВЭР-СКД

Показатель или содержание	Значение
Удельная электропроводимость, мкСм/см	0,10 - 0,15
Показатель рН	7,0 - 7,5
Растворенный кислород, мкг/кг	≤ 10
Соединения натрия, мкг/кг	≤ 5
Хлорид-ион, мкг/кг	≤ 2
Кремниевая кислота, мкг/кг	≤ 15
Соединения железа, мкг/кг	≤ 5
Общий органический углерод, мкг/кг	≤ 200

Значения показателей качества ВХР, приведенные в табл. 1, соответствуют результатам измерений в пробах при стандартных условиях: температуре – 25°C, атмосферном давлении – 0,1 МПа.

Предельные нормы удельной электропроводимости, показателя рН и растворенного кислорода в табл. 1 соответствуют глубокообессоленной нейтральной воде с чрезвычайно низкой собственной электропроводностью, при которой обеспечивается надежная пассивация стали. Значение рН реакторной воды устанавливается из соображений коррозионной устойчивости конструкционных материалов. Поддержание рН в пределах норм позволяет снизить скорость коррозии конструкционных материалов и уменьшить поступление продуктов коррозии в теплоноситель. Некоторое ужесточение норм по удельной электропроводимости в сравнении в ВВЭР-1000 обусловлено переходом на более высокие параметры, что уменьшает растворимость солей NaCl, CaCl₂ и др., оксидов железа. Одновременно повышается глубина термолиза органических веществ с образованием простейших органических кислот и углекислоты, увеличением в паровой фазе концентраций летучих продуктов термолиза и прежде всего CO₂ и H₂. Поэтому для блоков с ВВЭР-СКД необходимо уменьшить нормируемое значение показателя удельная электропроводность Н-катионированной охлажденной пробы до 0,10–0,15 мкСм/см. Предельно допустимые концентрации натрия и кремниевой кислоты соответствуют аналогичным показателям, принятым в тепловой энергетике.

Растворимость соединений натрия и кремниевой кислоты в водо-паровом теплоносителе СКД велика, и их отложения в переходной зоне реактора маловероятны. Эти загрязнения питательной воды растворятся в паре, пройдут реактор транзитом и отложатся при снижении параметров пара в проточной части турбины. По данным разработанного ВТИ, УралВТИ и НПО ЦКТИ документа [15] окислы железа и кремниевые соединения являются основными загрязнениями проточной части турбин СКД. В [16] детально рассмотрена растворимость различных соединений в паре при разных давлениях и температуре, например, примесей железа в виде Fe₃O₄, кальция (CaSO₄), меди (CuO), магния (Mg(OH)₂), NaCl, SiO₃⁻² и других соединений. Также рассмотрены количество и состав отложений по ступеням турбины К-300-240 (на примере Черепетской ГРЭС). Сделан вывод, что отложения натриевых соединений в турбине наблюдаются, если имеет место превышение их содержания в питательной воде сверх 10 мкг/кг, что с некоторым запасом учтено в табл. 1.

Из растворенных минеральных примесей хлорид-ионы представляют наибольшую опасность, так как являются сильнейшими активаторами коррозионных процессов. Они препятствуют образованию защитной пленки и увеличивают скорость коррозии почти всех металлов. В сочетании с кислородом даже небольшие концентрации хлоридов вызывают коррозионное растрескивание аустенитных сталей. Установлено, что концентрации хлорид- и фторид-ионов $<0,1$ мг/дм³ практически не влияют на стойкость конструкционных материалов. Повышение концентрации этих ионов, например, при упаривании, увеличивает пористость защитных пленок и снижает их защитные свойства.

Источником поступления хлорид-ионов в теплоноситель могут служить реагенты, дозируемые для коррекции ВХР. Поэтому качество реагентов и ионообменных материалов, применяемых для поддержания ВХР, должно соответствовать установленным требованиям.

В тепловой энергетике для прямоточных котлов СКД предельная концентрация железа в питательной воде установлена 10 мкг/кг. Это значение обосновано предельной эффективностью очистки турбинного конденсата от железоокисных загрязнений на БОУ и последующим загрязнением питательной воды продуктами коррозии перлитных сталей на участке конденсатно-питательного тракта от БОУ до котла. В таблице 1 предельная концентрация железа равна 5 мкг/кг, так как в ВВЭР-СКД участок тракта от БОУ до реактора будет изготовлен из коррозионно-стойких сталей и будет установлен предреакторный высокотемпературный обезжелезивающий фильтр, а минимизация риска отложений соединений железа на твэлах необходима и реально достижима. Растворимость продуктов коррозии железа мало зависит от плотности теплоносителя. Поэтому отложения продуктов коррозии железа возможны на всей теплопередающей поверхности реактора и в проточной части турбины.

Существенной проблемой при организации нейтрального бескоррекционного ВХР являются неполярные органические примеси в питательной воде. Органические соединения в пароводяном тракте энергоблоков подвергаются окислению и термолизу с образованием различных коррозионно-активных кислот (угольной, уксусной, муравьиной, пропиновой и т.д.). В результате конструкционные материалы подвергаются коррозионным повреждениям, вызывающим разрушение оксидной пленки, а затем усиленную коррозию стали, в том числе коррозионное растрескивание под напряжением [17]. Попадая в турбину, органические соединения интенсифицируют эрозионно-коррозионные процессы, особенно в проточной ее части, в зоне образования влажного пара. Это привело к необходимости дополнить нормируемые показатели обессоленной воды для блоков СКД на органическом топливе новым показателем – общий органический углерод (ООУ) или в английской аббревиатуре ТОС (Total Organic Carbon). Аналогичные показатели имеются и в зарубежных нормах. Такой же показатель вводится в нормы питательной воды ВВЭР-СКД.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для эксплуатации в номинальном режиме главного контура инновационного атомного энергоблока на основе реакторной установки ВВЭР-СКД рекомендуется нейтральный бескоррекционный водно-химический режим.

Литература

1. Электронный ресурс: https://ru.wikibrief.org/wiki/Niederaussem_Power_Station (дата доступа 20.05.2023).
2. Электронный ресурс: <https://www.turbinist.ru/9199-parogazovaya-turbina-scc5-4000f-kompanii-siemens.html> (дата доступа 20.05.2023).

3. *Oka Y.* Research and Development of the Supercritical pressure Light Water Cooled Reactors / Proc. of the 10-th Intern. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-10). – Seoul, Korea. – October 5-9. – 2003.
4. *Глебов А.П.* Развитие атомной энергетики в России и в мире с реакторами Поколения 3+ и 4. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – Вып. 1. – С. 77-93.
5. *Сахингареев А.Р., Шлепкин А.С., Морозов А.В.* Обзор современных концепт-проектов энергетических реакторов с водным теплоносителем сверхкритических параметров. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – Вып. 2. – С. 52-66.
6. Водно-химические режимы и надежность металла энергоблоков мощностью 500 и 800 МВт. / Под ред. *В.Г. Дорощука, В.Б. Рубина.* – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 296 с.
7. *Маргулова Т.Х., Мартынова О.И.* Водные режимы тепловых и атомных электростанций. – М.: Высшая школа, 1987. – 319 с.
8. *Жимерин Д.Г.* Об итогах внедрения НКВР на энергоблоках СКД. // Теплоэнергетика. – 1985. – № 12. – С. 71-72.
9. *Кружилин Г.Н.* Реактор для физических и технических исследований РТФ. / Труды I Женевской конференции. – Том 2. – М.: Физматиздат, 1958. – С. 49-78.
10. *Забелин А.И.* Исследование водно-химических режимов АЭС ВК-50. Препринт НИИАР-23(528). – 1982. – 32 с.
11. *Гостьков В.В., Маркова Т.В.* Организация водно-химических режимов на Смоленской АЭС. // Теплоэнергетика. – 2008. – № 5. – С. 45-48.
12. *Коновалова О.Т., Кошелева Т.И., Герасимов В.В., Журавлев В.С., Щапов Г.А.* Водно-химический режим на АЭС с канальным реактором и ядерным перегревом пара. // Атомная энергия. – 1971. – Т. 30. – Вып. 2. – С. 155-158.
13. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Водно-химический режим атомных станций» (РБ-002-16). – М.: 2016. – 12 с.
14. *Махин В.М., Пиминов В.А., Семишкин В.П., Чуркин А.Н., Чусов И.А., Юрчевский Е.Б., Лапин А.В.* Использование опыта создания и эксплуатации одноконтурных реакторов с кипением и ядерным перегревом теплоносителя для проектирования реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя. // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2022. – Вып. 3. – С. 110-121.
15. РД 34.37.401-85. Методические указания по химической промывке проточной части турбин сверхкритического давления. М., 1985.
16. *Акользин П.А., Маргулова Т.Х., Мартынова О.И.* Водный режим паротурбинных блоков сверхкритических параметров. / Под общ. ред. *Ю.М. Кострикина.* – М.: Энергия, 1972. – 176 с.
17. *Ларин Б.М., Юрчевский Е.Б., Гостьков В.В. и др.* Обработка воды на ТЭС и АЭС. Иваново. ИГЭУ. – 2010. – 347 с. ISBN 978-5-89482-690-5.

Поступила в редакцию 26.06.2023

Авторы

Юрчевский Евгений Борисович, д.т.н., профессор, главный специалист,

E-mail: aquachim@yandex.ru

Семишкин Валерий Павлович, д.т.н., зам. генерального конструктора по научной работе,

E-mail: semishkin@grpress.podolsk.ru

Кузнецов Владимир Михайлович, д.т.н., профессор, главный специалист,

E-mail: kuznetsov1956@mail.ru

Чусов Игорь Александрович, д.т.н., профессор, главный специалист,

E-mail: igrch@mail.ru

Кавун Олег Юрьевич, д.т.н., профессор, главный специалист,

E-mail: kavun_oleg@mail.ru

Шарый Николай Васильевич, д.т.н., главный специалист,

E-mail: nnsharyi@gmail.com

UDC 621.039.58

On Application of Thermal and Nuclear Power Engineering Experience for Selection of Water-Chemical Regime of the Innovative Reactor Plant VVER-SKD. Part 1.

Yurchevsky E.B.*, Semishkin V.P.*, Kuznetsov V.M.**, Chusov I.A.*,
Kavun O.Yu.*, Sharyi N.V.*

*OKB Hidropress JSC,

21 Ordzhonikidze Str., 142103 Podolsk, Russia

** IntellectService Group of Companies LLC,

2 Ugreshskaya Str., 115088, Moscow, Russia

ABSTRACT

The Energy Strategy of Russia for the period up to 2030, approved by the Russian Government Order No. 1715-r dated November 13, 2009, envisages "creation of a new generation of water-water power reactors with supercritical steam parameters and adjustable neutron spectrum". Works in this direction are being carried out within the framework of a large international program GIF-4 (Generation-4 International Forum) by Russian institutes SIC KI, FEI, GP Design Bureau, AEP, as well as in the USA, France, Japan and other countries. At present, VVER, PWR and BWR water-water reactors are the backbone of the Russian and world nuclear power industry and account for about 96% of the reactor fleet in the world. The first Russian VVER power reactor was developed by OKB Hidropress and in 1964 became the basis for the main power unit of Novovoronezh NPP. The electrical capacity of the power unit was 210 MW, the pressure in the second circuit was 2.9 MPa, the coolant temperature after the core was 270°C, and the efficiency was 25.5%. The modern domestic VVER-TOI of generation 3+, also developed by OKB «Hidropress», provides electric capacity of 1255 MW (gross), pressure in the second circuit of 6.5 MPa, coolant temperature after the core of 328°C, and efficiency of 37.5%. Progress in comparison with the first VVERs is obvious, but in terms of the important efficiency indicator, modern nuclear power units based on VVERs are significantly inferior to fossil fuel power units. Modern coal-fired power plants, providing 40.3% of the world electricity production (in Russia – 13%) with application of super-supercritical steam parameters, for example, at the power unit at TPP Nideraussem (Germany) with the capacity of 1012 MW gross and 965 MW net, commissioned in 2002, have the efficiency of 45.2%, steam parameters – 27.5 MPa, 580/600°C. The share of gas in the world electricity production is about 24 % (in Russia about 47 %). The most advanced combined cycle plants have achieved efficiency up to 58 – 60% at the initial temperature of the working body of 1427°C. The necessity to increase the efficiency of nuclear power units with VVER is caused by competitive considerations, limited ²³⁵U resources.

In the first part of this paper, consisting of two parts, the following are discussed: the possibility of creating a new reactor power plant based on the VVER reactor with its conversion to supercritical parameters; the experience of using water-chemical regimes of direct-flow SCD boilers in thermal power engineering; water-chemical regimes of previously created single-circuit nuclear power plants; the possibility of using neutral uncorrected water regime for VVER-SCD.

Key words: water-cooled power reactor, supercritical parameters, operational experience, water-chemical regime, neutral non-reactive water-chemical regime, neutral oxygen water-chemical regime, desalinated water

For citation: Yurchevsky E.B., Semishkin V.P., Kuznetsov V.M., Chusov I.A., Kavun O.Yu., Sharyi N.V. On Application of Thermal and Nuclear Power Engineering Experience for Selection of Water-Chemical Regime of the Innovative Reactor Plant VVER-SKD. Part 1. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 3, pp. 57-72; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.05> (in Russian).

References

1. Electronic resource: https://ru.wikibrief.org/wiki/Niederaussem_Power_Station (accessed 20 May, 2023).
2. Electronic resource: <https://www.turbinist.ru/9199-parogazovaya-turbina-scc5-4000f-kompanii-siemens.html> (accessed 20 May, 2023).
3. Oka Y. Research and Development of the Supercritical pressure Light Water Cooled Reactors / Proc. of the 10-th Intern. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-10). – Seoul, Korea. – October 5–9. – 2003.
4. Glebov A.P. Development of Nuclear Power Engineering in Russia and in the World with Reactors of Generation 3+ and 4. VANT. Series: Nuclear-Reactor Constants. 2020, iss. 1, pp. 77–93 (In Russian).
5. Sakhipgareev A.R., Shlepkin A.S., Morozov A.V. Review of Modern Concept Designs of Power Reactors with Supercritical Water Coolant. VANT. Series: Nuclear-Reactor Constants. 2022, iss. 2, pp. 52-66 (In Russian).
6. Water-chemical regimes and metal reliability of 500 and 800 MW power units. Edited by V.G. Doroshchuk, V.B. Rubin. M.: Energoatomizdat. 1981. 296 p. (In Russian).
7. Margulova T.H., Martynova O.I. Water Regimes of Thermal and Nuclear Power Plants. M.: Vysshaya Shkola. 1987, 319 p. (In Russian).
8. Zhimerin D.G. About results of implementation of NCWR on power units of ACS. Teploenergetika. 1985, no. 12, pp. 71-72 (In Russian).
9. Kruzhilin G.N. Reactor for physical and technical research of RTF. In Proceedings of the 1st Geneva Conference. 1958, M.: Fizmatizdat, vol. 2, pp. 49-78 (In Russian).
10. Zabelin A.I. Investigation of Water-Chemical Regimes of NPP VK-50. Preprint NIIAR-23(528). 1982, 32 p.
11. Guestkov V.V., Markova T.V. Organization of water-chemical regimes at Smolensk NPP. Teploenergetika. 2008, no. 5, pp. 45–48 (in Russian).
12. Konovalova O.T., Kosheleva T.I., Gerasimov V.V., Zhuravlev V.S., Shchapov G.A. Management of water and chemicals at nuclear power station with channel type reactor and nuclear steam superheat. Atomic Energy. 1971, vol. 30, iss. 2, pp. 183-186. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01139496>
13. Guidelines for Safety in the Use of Atomic Energy «Water and Chemical Regime of Nuclear Power Plants» (RB-002-16). M, 2016, 12 p.
14. Makhin V.M., Piminov V.A., Semishkin V.P., Churkin A.N., Chusov I.A., Yurchevsky E.B., Lapin A.V. Use of Experience of Creation and Operation of Single-Circuit Reactors with Boiling and Nuclear Superheating of Coolant for Design of Reactors with Supercritical Coolant Parameters. VANT. Series: Physics of Nuclear Reactors. 2022, iss. 3, pp. 110-121 (in Russian).
15. RD 34.37.401-85. Methodical instructions for chemical washing of the flowing part of supercritical pressure turbines. M., 1985 (in Russian).
16. Akolzin P.A., Margulova T.H., Martynova O.I. Water regime of supercritical steam turbine units. (gen. edit. Yu.M. Kostrikin). M., Energia, 1972, 176 p. (in Russian).
17. Larin B.M., Yurchevskiy E.B., Gostkov V.V., Larin A.B., Bushuev E.N. Water treatment at TPP and NPP. Ivanovo, ISPU, 2010, 347 p. ISBN 978-5-89482-690-5 (in Russian).

Authors

Evgeny B. Yurchevsky, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Chief Specialist,
E-mail: aquachim@yandex.ru

Valery P. Semishkin, Dr. Sci. (Engineering), Deputy General Designer,
E-mail: semishkin@grpress.podolsk.ru

Vladimir M. Kuznetsov, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Chief specialist,
E-mail: kuznetsov1956@mail.ru

Igor A. Chusov, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Chief Specialist,
E-mail: igrch@mail.ru

Oleg Yu. Kavun, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Chief Specialist,
E-mail: kavun_oleg@mail.ru

Nikolay V. Sharyi, Dr. Sci. (Engineering), Chief Specialist,
E-mail: nnsharyi@gmail.com