

КОНЦЕПЦИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ НА БАЗЕ МНОГОЦЕЛЕВОГО ТЕСТОВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ С ЛЕГКОВОДНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ¹

© 2023 г. А. А. Седов^а, В. Ю. Бландинский^а, Я. А. Котов^а, Д. С. Кузенкова^а, А. С. Лапин^а, В. А. Невиница^а, С. Б. Пустовалов^{а, *}, А. С. Степанов^а, С. А. Субботин^а, П. А. Фомиченко^а, Б. И. Фонарев^а, А. А. Фролов^а

^аНИЦ “Курчатовский институт”, пл. Академика Курчатова, д. 1, Москва, 123184 Россия

*e-mail: Pustovalov_SB@nrcki.ru

Поступила в редакцию 27.10.2022 г.

После доработки 12.11.2022 г.

Принята к публикации 23.12.2022 г.

Представлена предварительная концепция ядерной энергетической установки на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров (ЯЭУ МТИР-СКД), способной работать в режимах тестового и исследовательского реакторов и обладающей следующими возможностями: проведение обоснования режимов эксплуатации энергетического реактора, использующего в качестве теплоносителя воду сверхкритических параметров в быстром спектре нейтронов; отладка проектных режимов работы реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (пуск реактора, выход на энергетический уровень мощности, переход с одного уровня мощности на другой, работа на номинальном уровне мощности, останов и др.); реакторные облучения перспективных видов ядерного топлива, поглощающих и конструкционных материалов для ядерных установок с быстрым, промежуточным и тепловым спектрами нейтронов; проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований в целях получения необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов; апробация новых типов оборудования различных технологических систем (элементы систем аварийного расхолаживания, парогенераторы и пр.), приборов и систем управления, контроля и диагностики энергетических реакторов различного типа; проведение исследований по проблеме замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), утилизации актинидов и обращения с долгоживущими продуктами деления, включая опытно-демонстрационное замыкание топливного цикла; освоение технологий производства радионуклидной продукции различного назначения; наработка модифицированных материалов; использование тепловой энергии реактора для теплофикации и электрогенерации. Также существует возможность развития международного сотрудничества в рамках реализации совместных научно-исследовательских программ на базе МТИР-СКД.

Ключевые слова: ВВЭР-СКД, МТИР-СКД, легководный СКД-теплоноситель, тестовый реактор, исследовательский реактор, реактор малой мощности, реакторная установка, ядерная энергетическая установка

DOI: 10.56304/S0040363623050065

В основе концепции энергетического реактора, охлаждаемого водой сверхкритических параметров (далее ВВЭР-СКД), лежит объединение преимуществ широко освоенной технологии корпусных реакторов с легководным теплоносителем и перехода к достаточно жесткому спектру нейтронов благодаря существенному снижению плотности теплоносителя, повышению давления

до сверхкритического и увеличению доли топлива в активной зоне [1]. Эти особенности позволяют повысить эффективность топливоиспользования вплоть до обеспечения реактора собственным вторичным топливом в ЗЯТЦ, а также значительно увеличить термический КПД системы преобразования энергии ЯЭУ.

В период 2019–2021г., в рамках выполнения работ по направлению ВВЭР-СКД по заказу АО “Наука и инновации”, Частного учреждения “Наука и инновации” и АО “Концерн Росэнерго-

¹ Работа выполнена при финансовой поддержке АО “Концерн Росэнергоатом”.

атом”, специалистами НИЦ “Курчатовский институт” и соисполнителями разработана концепция реакторной установки ВВЭР-СКД и системы преобразования энергии, выявлен круг исследований, необходимых для обоснования безопасности и устойчивости реактора, коррозионной и радиационной стойкости конструкционных материалов в нейтронном поле, проведены нейтронно-физические, теплогидравлические и прочностные исследования на основе имеющихся моделей и баз данных [1–7].

В связи с тем что легководный теплоноситель при СКД не использовался ранее в реакторных установках (РУ), до этапа создания пилотного демонстрационного энергоблока с ВВЭР-СКД необходимо продемонстрировать работоспособность новых технологических и конструкторских решений в реакторной установке и ЯЭУ, надежной эксплуатации основного оборудования РУ. Такую технологическую “обкатку” ВВЭР-СКД можно провести на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров.

По завершении стадии отработки всех основных узлов, оборудования и систем РУ МТИР-СКД этот реактор можно использовать в качестве исследовательского полигона для облучения твэлов, материалов и образцов в атмосфере легководного СКД-теплоносителя, совершенствования расчетных моделей и кодов, а также для симуляции переходных и аварийных процессов, постулируемых для ВВЭР-СКД.

Главным требованием к МТИР-СКД является наличие в активной зоне спектра нейтронов, близкого к спектру нейтронов энергетического реактора ВВЭР-СКД [1], в целях получения возможности облучения экспериментальных тепловыделяющих сборок (ТВС) и перспективных видов топливных, поглощающих и конструкционных материалов как в быстром, так и в промежуточном и тепловом (обеспечиваемых локально размещаемым замедлителем) спектрах нейтронов, в широком диапазоне температур легководного СКД-теплоносителя, а также решения проблем замыкания топливного цикла и безопасности ВВЭР-СКД.

НАЗНАЧЕНИЕ, ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ МТИР-СКД

Основным назначением МТИР-СКД является демонстрация работоспособности технологий, оборудования и систем, которые предполагается затем использовать в реакторной установке ВВЭР-СКД. На МТИР-СКД должна быть продемонстрирована надежная эксплуатация циркулятора — центробежной машины (ЦМ-1), обеспечивающей циркуляцию псевдопарового СКД-теплоносителя в I контуре, вертикального парогенератора, передаю-

щего тепло от СКД-теплоносителя I контура к СКД-теплоносителю II контура. Также должны быть отработаны следующие системы: поддержания качества теплоносителя (с учетом радиолитиза СКД-теплоносителя I контура), дозирования теплоносителя и поддержания давления, управления и защиты, аварийного отвода тепла и др.

На этом этапе должен быть отлажен режим надежного пуска ВВЭР-СКД при переводе его из состояния перегрузки с низким давлением и высокой плотностью теплоносителя в рабочий режим с высоким давлением и низкой плотностью, а также его надежного останова (в обратном порядке). Должны быть определены пределы безопасной эксплуатации, отработан регламент эксплуатации ВВЭР-СКД, сформулированы основные дополнения к нормативным документам, регламентирующим правила безопасности при проектировании и эксплуатации реакторов данного типа.

После реализации целей и задач, связанных с тестовой демонстрацией технологий и оборудования, МТИР-СКД может использоваться в качестве исследовательского реактора. Главным его назначением на этом этапе будет проведение облученных объектов исследования в среде легководного теплоносителя сверхкритических параметров (твэлов, образцов конструкционных материалов, мишеней и т.п.), а также симуляция переходных и аварийных процессов в автономных герметичных реакторных петлях МТИР-СКД (старт, маневренные режимы, останов реактора, набросы мощности, режимы со снижением и сбросом давления теплоносителя, реактивные аварии и т.п.).

В автономных реакторных петлях МТИР-СКД могут облучаться экспериментальные сборки, выполненные из различных конструкционных материалов, с разными видами топлива при температуре СКД-теплоносителя на входе от 250 до 450°C и соответствующей плотностью от 800 до 100 кг/м³. При этом в экспериментальных ТВС могут быть созданы разные варианты спектра нейтронов — от быстрого до промежуточного и теплового.

Ранее ОКБ “Гидропресс” и ФЭИ была предложена концепция экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 мощностью 30 МВт (т.) [8, 9]. Целью создания этого реактора была верификация основных технологических и конструктивных решений, разработанных на стадии развития принципа большого энергетического реактора ВВЭР-СКД-1700 [10]. Согласно концепции ВВЭР-СКД-30, активная зона тестового реактора должна была максимально близко воспроизводить по основным конструктивным решениям активную зону большого прямооточного двухзаходного реактора в одноконтурной ЯЭУ. Она также состояла из периферийной зоны с кассетами, в которых теплоно-

ситель подавался сверху вниз, и центральной зоны, в которой теплоноситель двигался снизу вверх. При этом теплоноситель претерпевал полный псевдофазовый переход от состояния псевдожидкости на входе в реактор до псевдопара на выходе, что обуславливало сложное пространственное распределение спектра нейтронов в ВВЭР-СКД-30.

В связи с тем что разработчики концепции ВВЭР-СКД-30 не ставили целью проведение каких-либо исследовательских облучений на этом реакторе, использование облучательных каналов и каких-либо петлевых устройств не планировалось. Более того, предполагалось, что сброс тепла от реактора будет осуществляться через промежуточные теплообменники в окружающий воздух, и никаких испытаний масштабных моделей основного оборудования ЯЭУ большого энергетического реактора не предусматривалось.

Таким образом, функционал ВВЭР-СКД-30 был существенно ограничен для реализации следующих исследовательских задач:

проведения реакторных облучений экспериментальных ТВС, образцов конструкционных материалов, опытных твэлов, мишеней и т.п., в том числе в быстром, промежуточном и тепловом спектрах нейтронов, в обоснование различных вариантов концепции ВВЭР-СКД;

моделирования различных динамических режимов (вплоть до аварийных) для экспериментальных ТВС в автономных реакторных петлях.

Многоцелевой тестовый исследовательский реактор СКД будет иметь значительно более широкий функционал, чем ВВЭР-СКД-30. Его активная зона (АЗ) обеспечивает получение спектра быстрых нейтронов с возможностью его локального смещения к промежуточному и тепловому спектрам нейтронов в облучательных каналах, размещение которых предусматривается в центре и на периферии активной зоны, а также вместо кассет сменного отражателя реактора. Также планируется наличие двух каналов, замещающих ТВС в центре и на периферии активной зоны, для размещения облучательных устройств автономных реакторных петель. Эти устройства позволят создать широкие возможности в МТИР-СКД как по исследовательским облучениям, так и по отработке различных конструкций ТВС, условий эксплуатации (температура, давление, спектр нейтронов), а также переходных и аварийных процессов. При этом в замкнутых контурах реакторных петель может быть реализована как вынужденная так и естественная циркуляция теплоносителя в зависимости от решаемых исследовательских задач [11].

ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ СХЕМА ЯЭУ МТИР-СКД

Ядерная энергетическая установка МТИР-СКД состоит из следующих основных элементов (рис. 1):

реакторного контура, обеспечивающего передачу тепла от реактора к промежуточному контуру и контуру паротурбинной установки высокого давления (ПТУ-ВД), состоящего из реактора (Р), промежуточного теплообменника (ПТО-1), парогенератора высокого давления (ПГВД-1), буферной емкости (БЕ), двух циркуляторов, соединительных трубопроводов, а также активных и пассивных систем безопасности (на рис. 1 не показаны);

промежуточного контура для передачи тепла от реактора к контуру паротурбинной установки низкого давления (ПТУ-НД);

паротурбинной установки, включающей в себя турбины высокого (ТВД), среднего и низкого (ТСНД) давления, систему регенерации рабочего тела, конденсатор и обеспечивающей трансформацию высокопотенциального тепла в электрическую мощность;

контура технического водоснабжения, с помощью которого осуществляется отвод низкопотенциального (сбросного) тепла паротурбинного контура в окружающую среду благодаря циркуляции технической воды.

Принцип действия ЯЭУ МТИР-СКД в номинальном режиме следующий. Тепло от реактора отводится путем циркуляции теплоносителя с помощью двух циркуляторов из буферной емкости. Из реактора теплоноситель выходит по двум линиям: по одной направляется в парогенератор высокого давления (ПГВД-1), обеспечивая нагрев рабочего тела ПТУ-ВД, а по второй – в промежуточный теплообменник ПТО-1, производя нагрев промежуточного теплоносителя. Промежуточный теплоноситель обеспечивает нагрев рабочего тела ПТУ-НД в парогенераторе низкого давления (ПГНД-2).

Две запорные задвижки V-1 и V-2 могут изменять соотношения расходов по линиям отвода пара вплоть до полного перекрытия одной из них. При полном закрытии задвижки V-1 перекрывается линия ПГВД-1 и 100% мощности реактора сбрасывается через ПТО-1. При полном закрытии задвижки V-2 перекрывается линия ПТО-1 и тепловая мощность реактора (50% максимальной) сбрасывается через парогенератор высокого давления ПГВД-1.

Рабочее тело после нагрева в ПГВД-1 подается в турбину высокого давления, которая вращает электрогенератор ЭГ-1. Промежуточные отборы от ТВД идут на регенерацию питательной воды высокого давления (П6, П5), а также в сепаратор (С), где смешиваются с рабочим телом, нагретым в

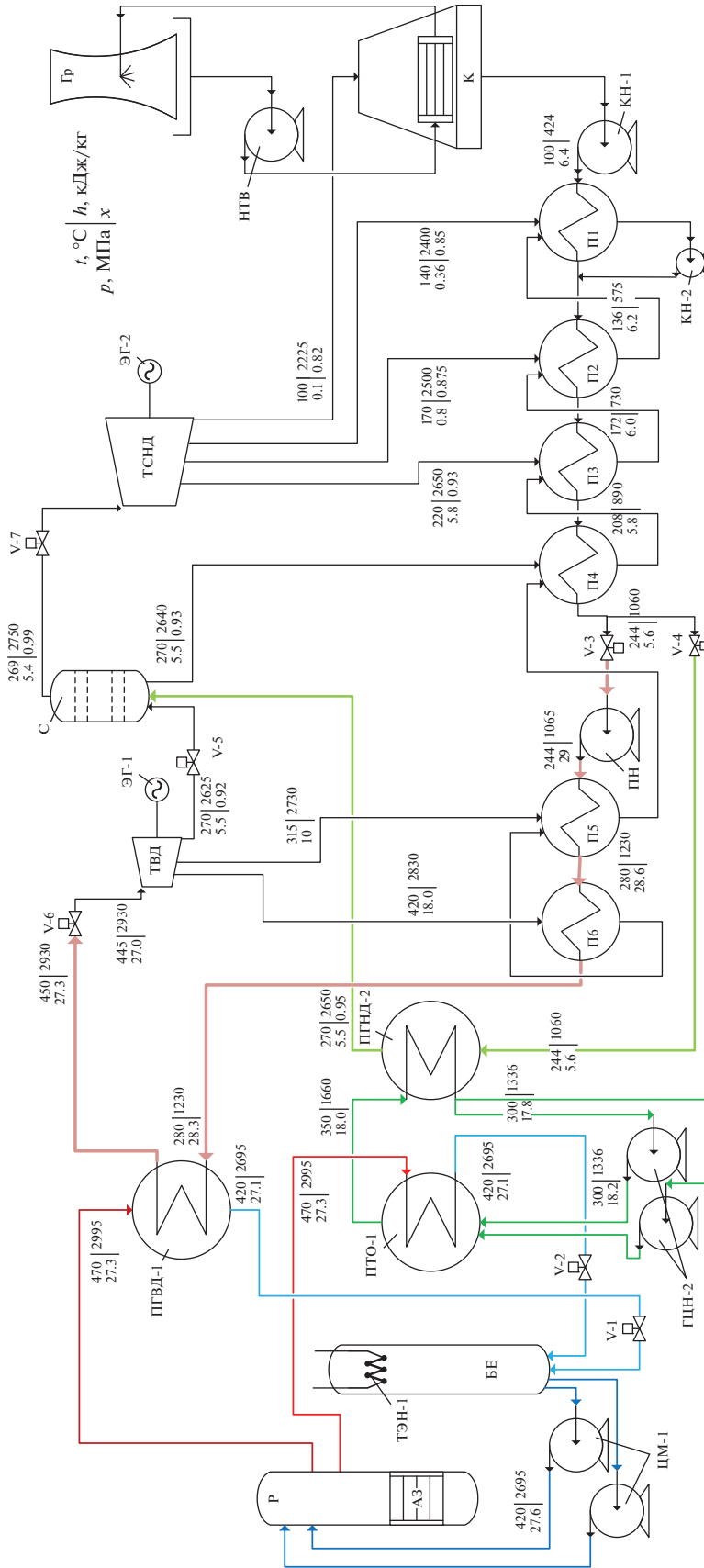


Рис. 1. Принципиальная схема ЯЭУ МТИР-СКД.
 V-1–V-7 – запорные/регулирующие клапаны; ТВД – турбина высокого давления; ТСНД – турбина среднего и низкого давления; ЭГ-1 – электрогенератор ТВД; ЭГ-2 – электрогенератор ТСНД; Гр – градирня; НТВ – насос конденсатной воды; К – конденсатор; КН – конденсатный насос; ПН – питательный насос; ГЦН – насос промежуточного контура; ЦМ-1 – циркулятор; Р – реактор; АЗ – активная зона; БЕ – буферная емкость; С – сепаратор; ПГО-1 – промежуточный теплообменник; ПГВД-1 – парогенератор высокого давления; ПГНД-2 – парогенератор низкого давления; ПН-П4 – подогреватели низкого давления; П5, П6 – подогреватели высокого давления; ТЭН-1 – электроннагреватель

ПГНД-2. После сепаратора рабочее тело поступает в турбину среднего и низкого давления, которая вращает электрогенератор ЭГ-2. Промежуточные отборы ТСНД идут на регенерацию питательной воды низкого давления (П4–П1).

Возможны следующие сочетания мощностей, передаваемых через ПГВД-1 и ПТО-1: $0 < W_{\text{ПГВД-1}} < 50$ МВт; $50 < W_{\text{ПТО-1}} < 100$ МВт.

Таким образом, основным теплообменником реакторного контура является ПТО-1, передающий до 100% тепла, выделяющегося в реакторе, в преобразователь энергии низкого давления.

После выхлопа турбины отработавший пар поступает в конденсатор (К). Тепло, выделившееся при конденсации, отводится контуром технического водоснабжения в окружающую среду. Для того чтобы уменьшить площадь выхлопа ТСНД и избежать проблем с присосами воздуха и необходимости иметь систему вакуумирования конденсатора, а также деаэрации питательной воды, в конденсаторе создается атмосферное давление.

СИСТЕМА ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ В ЯЭУ МТИР-СКД

В системе преобразования энергии в ЯЭУ МТИР-СКД используются две паротурбинные установки: ПТУ-НД (низкого давления) и ПТУ-ВД (высокого давления), основной из которых является ПТУ-НД. Через нее может отводиться до 100% тепловой мощности реактора (в то время как через ПТУ-ВД возможен отвод только 50% мощности). В ПТУ-НД используются только референтные основные элементы:

парогенератор низкого давления ПГНД-2 (рабочее тело – насыщенный пар);

турбина среднего и низкого давления ТСНД (рабочее тело – насыщенный пар);

регенеративные подогреватели поверхностно-смешивающего типа.

Поэтому в целях минимизации проблем при первых пусках МТИР-СКД и проверках его управляемости и устойчивости предполагается трансформация тепловой энергии реактора только через систему ПТУ-НД.

По мере обработки всех основных вопросов эксплуатации реакторной установки можно плавно перейти на задействование преобразователя энергии высокого давления. Для этого вентилями V-3 и V-4 распределяются потоки питательной воды, идущие на парогенератор низкого давления ПГНД-2 и высокого давления ПГВД-1. В соответствии с этими потоками, с помощью вентиля V-1 и V-2 распределяются и потоки теплоносителя контура реакторной установки, идущие на ПГВД-1 и ПТО-1 соответственно. Регулировка потоков заканчивается, когда давление и

температура пара, поступающего из ТВД и ПГНД-2 в сепаратор, достигают номинальных значений – 5,5 МПа и 270°C соответственно.

Парогенератор высокого давления ПГВД-1, как наиболее сложный элемент в системе преобразования энергии ЯЭУ, может быть плавно введен в действие и остановлен, при этом не требуется полный останов ЯЭУ.

Таким образом, система преобразования энергии ЯЭУ МТИР-СКД позволяет провести теплотехнические исследования масштабных моделей теплообменных аппаратов I и II контуров ЯЭУ ВВЭР-СКД [1] при обеспечении гарантированного отвода тепла от реактора.

ПУСКОВОЙ РЕЖИМ ЯЭУ МТИР-СКД

Запуск ЯЭУ МТИР-СКД производится в следующем порядке. При открытых вентилях V-1 и V-2 (см. рис. 1) система реакторного контура заполняется подготовленной водой. Затем вентиль V-1 частично прикрывается, V-2 остается открытым. Вентили V-3 и V-4, регулирующие подачу питательной воды в ПТУ высокого и низкого давления, закрыты.

Включаются циркуляторы теплоносителя реакторного контура ЦМ-1, затем электронагреватель ТЭН-1, расположенный в буферной емкости. По мере разогрева теплоносителя в реакторном контуре повышается его давление. При превышении давлением рабочего уровня (28 МПа) избыток теплоносителя сбрасывается в систему водоподготовки.

При дальнейшем повышении температуры теплоносителя происходит прогрев парогенератора ПГВД-1 и промежуточного теплообменника ПТО-1. Теплоноситель реакторного контура постепенно переходит из псевдожидкого состояния в псевдопаровое. Вентиль V-1 обеспечивает только такой расход, который требуется для поддержания ПГВД-1 в подогретом состоянии.

На первой стадии пуска ЯЭУ должен поддерживаться тепловой баланс, при котором при установившемся стартовом состоянии теплоносителя на выходе из реактора (28 МПа, 410°C) мощность нагревателя ТЭН-1 уравнивается всеми тепловыми потерями в системе реакторного контура.

Вторая стадия пуска ЯЭУ начинается с запуска насосов промежуточного контура. Открывается частично вентиль V-4, обеспечивая подачу питательной воды в парогенератор системы ПГНД-2 преобразования энергии низкого давления ПТУ-НД. Теплоноситель промежуточного контура начинает передавать тепло от ПТО-1 к ПГНД-2, рабочее тело ПТУ-НД прогревается, его температура и давление достигают номинальных значений. Пар, вырабатываемый в ПГНД-2, сбрасывается в сепаратор и далее в регенеративный подогрева-

тель П4, а оттуда каскадным сливом через подогреватели П3, П2 и П1 в конденсатор. Мощность нагревателя ТЭН-1 в буферной емкости реакторного контура постепенно повышается до тех пор, пока при установившемся стартовом состоянии теплоносителя на выходе из реактора (28 МПа, 410°C) и параметрах пара на выходе из ПГНД-2 (5.5 МПа, 270°C) не устанавливается тепловой баланс между мощностью ТЭН-1, тепловыми потерями и теплом, сбрасываемым в систему конденсатно-питательного тракта.

Третья стадия пуска начинается с открытия клапана V-7, вследствие этого пар из ПГНД-2 поступает на ТСНД. По мере прогрева ТСНД и подогревателей П1–П4 системы регенерации низкого давления вентиль V-4 открывается полностью. Мощность нагревателя ТЭН-1 повышается до тех пор, пока в ЯЭУ не установится тепловой баланс, при котором мощность ТЭН-1 уравнивается тепловыми потерями и мощностью ТСНД на минимально допустимом устойчивом уровне (25–30% номинальной). На этом третья стадия пуска заканчивается.

На четвертой стадии реактор выводится на минимально контролируемый уровень, а затем, после всех необходимых проверок, начинается энергетический пуск. По мере повышения мощности реактора растет подача питательной воды в ПГНД-2 и, соответственно, расход пара на турбину среднего и низкого давления. При устойчивой работе реактора на мощности 10–15% номинальной начинают плавно снижать мощность нагревателя ТЭН-1 до нуля, одновременно повышая мощность реактора. Пуск реактора можно считать законченным при достижении его тепловой мощности 30% номинальной, что достаточно для устойчивой работы ТСНД.

Дальнейшее повышение мощности реактора может сопровождаться различными изменениями мощностей ТСНД и ТВД. При первых запусках ЯЭУ МТИР-СКД турбина высокого давления запускаться не будет и мощность реактора может полностью передаваться через ПГНД-2 в ТСНД в диапазоне 50–100% номинального значения.

Для того чтобы подключить турбину высокого давления, необходимо после окончания четвертой стадии пуска ЯЭУ перейти к пятой стадии. Запускаются питательные насосы (ПН) и открывается вентиль V-3. Питательная вода высокого давления начинает поступать в ПГВД-1. Выработываемый пар сбрасывается через редукционную установку в сепаратор до того момента, пока его рабочие параметры на выходе из ПГВД-1 не достигнут номинальных значений (450°C, 28 МПа). Затем открывается вентиль V-6 и пар начинает поступать на турбину высокого давления. Сброс пара из ПГНД-2 в сепаратор прекращается. По

мере прогрева ТВД и подогревателей высокого давления П6, П5 может повышаться мощность реактора либо снижаться мощность ТСНД при сохранении стабильной мощности реактора. Пятая стадия пуска заканчивается установлением равновесия мощности реактора, ТВД и ТСНД и всех тепловых потерь.

КОНСТРУКЦИЯ МТИР-СКД

Реактор представляет собой сосуд, работающий под высоким давлением (рис. 2). Основными элементами реактора являются: корпус; крышка; уплотняющие и крепежные элементы главного разъема; внутрикорпусные устройства (ВКУ); ТВС активной зоны и бокового сменного отражателя; блок приводов системы управления и защиты (СУЗ). Корпус реактора состоит из трех сварных элементов: зоны патрубков, обечайки и днища, выполненных из жаропрочной и радиационно-стойкой стали 10ХН5МФБА-А. Два сварных шва корпуса реактора находятся выше и ниже активной зоны, что позволяет повысить его ресурс и надежность. Крышка реактора является цельнокованым изделием. На крышке устанавливается колонна приводов СУЗ, а также подводные и отводные патрубки двух автономных реакторных петель. Уплотнительная прокладка реактора выполнена на основе терморасширенного графита, стойкого к высокой температуре, давлению и химическому воздействию СКД-теплоносителя. Компоновка реакторного контура – блочно-петлевая, теплоноситель – легководный псевдопар, циркуляция теплоносителя – принудительная.

Основные рабочие характеристики многоцелевого исследовательского реактора:

Тепловая мощность, МВт.....	Не более 100
Температура теплоносителя реакторного контура, °С:	
на входе.....	410
на выходе.....	457
Рабочее давление теплоносителя, МПа.....	28
Номинальный расход теплоносителя через реактор, кг/с.....	260
Диаметр, мм:	
обечайки активной зоны (внутренний).....	2320
корпуса реактора.....	2800
Высота корпуса реактора, мм.....	5000
Проектный ресурс реакторной установки, лет.....	Не менее 30

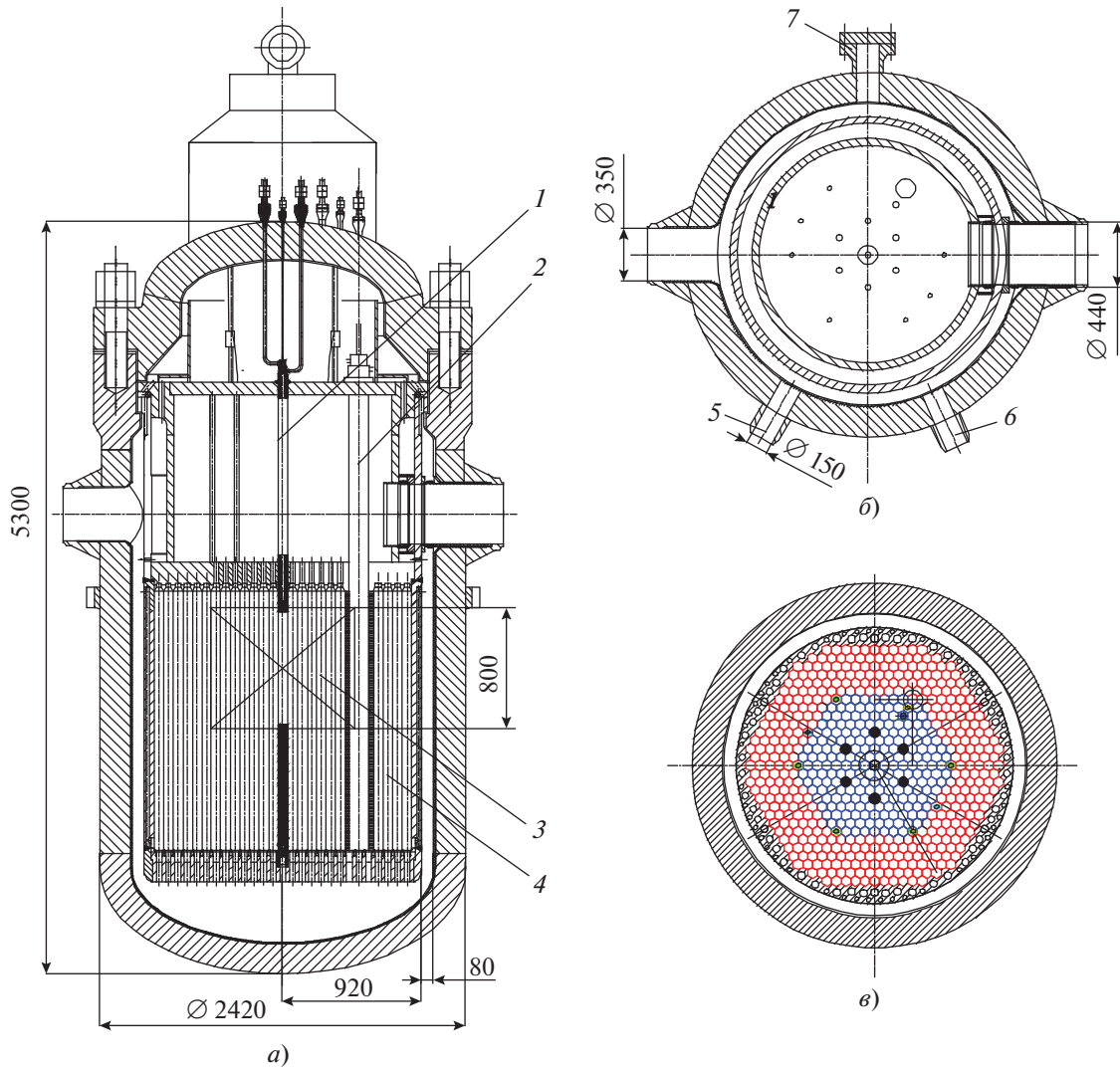


Рис. 2. Продольный разрез МТИР-СКД (а), поперечные разрезы в зоне патрубков (б) и активной зоны реактора (в). 1, 2 – внутриреакторная часть облучательного устройства (ОУ) автономной реакторной петли, размещенная в центральном облучательном канале (ОК) и в периферийном облучательном канале соответственно; 3 – ТВС активной зоны; 4 – кассеты сменного бокового отражателя нейтронов; 5, 6 – патрубок для присоединения емкости системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) высокого и низкого давления соответственно; 7 – патрубок вывода датчиков внутриреакторного контроля (ВРК)

АКТИВНАЯ ЗОНА МТИР-СКД

Для снижения коэффициента неравномерности и линейной нагрузки в максимально напряженных твэлах применено выравнивание поля энерговыделения благодаря распределению ТВС с различным содержанием плутония по трем зонам. В зоне малого содержания плутония (ЗМСП) его содержится 22%, в зоне среднего содержания плутония (ЗССП) – 27%, в зоне большого содержания плутония (ЗБСП) – 35%. При таком распределении удастся достичь коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны на уровне 1.17 на начало микрокампании. По мере выгорания топлива этот показатель умень-

шается. Изотопный состав плутония, загружаемого в активную зону, следующий, %:

²³⁸ Pu.....	2.58
²³⁹ Pu.....	58.47
²⁴⁰ Pu.....	26.45
²⁴¹ Pu.....	5.53
²⁴² Pu.....	6.97

Он соответствует изотопному составу плутония, выгружаемого из тепловых реакторов типа ВВЭР [12].

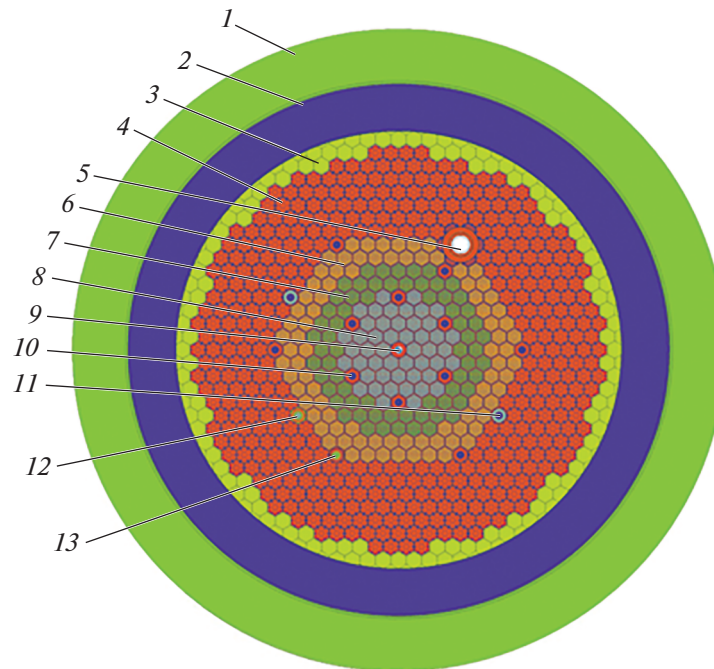


Рис. 3. Картограмма МТИР-СКД.

1 – корпус реактора (обечайка); 2 – теплоноситель в опускном участке; 3 – шахта и выгородка; 4 – кассеты заменяемого отражателя; 5 – ОУ автономной реакторной петли в периферийном ОК; 6, 7, 8 – ТВС активной зоны с большим, средним и малым содержанием плутония соответственно; 9 – ОУ автономной реакторной петли в центральном ОК; 10 – каналы под стержни аварийной защиты; 11 – кассеты со стержнями автоматического регулирования; 12 – ампульное облучательное устройство; 13 – кассеты с компенсирующими стержнями

В качестве топлива верхней и нижней зон воспроизводства используется диоксид обедненного урана с содержанием ^{235}U на уровне 0.1%.

Конструктивные характеристики активной зоны реактора приведены далее:

Число ТВС, шт.:	
в активной зоне.....	202
в сменном отражателе.....	414
Форма чехла ТВС.....	Шестигранная
Толщина чехла ТВС, мм.....	1.5
Число твэлов в ТВС, шт.....	37
Размер ТВС “под ключ”, мм.....	62.4
Эквивалентный диаметр активной зоны, м.....	0.97
Высота, мм:	
активной зоны.....	800
нижнего торцевого экрана.....	150
верхнего торцевого экрана.....	100
газовой полости твэла.....	600
Шаг, мм:	
расположения ТВС в АЗ.....	63.8
твэлов в решетке ТВС.....	9.58

Диаметр твэла, мм:

наружный.....	8.4
внутренний.....	7.2

Тип штатного топлива.....МОКС

Выгорание топлива
среднее, МВт·сут/кг.....23

Максимальная линейная
нагрузка на твэл, Вт/см.....285

Длительность микрокампании, сут.....90

Количество микрокампаний.....5

Дистанционирование твэлов в ТВС осуществляется провололочной навивкой типа “ребро по оболочке”.

Картограмма размещения ТВС в активной зоне представлена на рис. 3, конструкция ТВС активной зоны – на рис. 4, конструкции кассеты бокового отражателя и поглощающей сборки СУЗ – на рис. 5 и 6.

Реакторы МТИР-СКД и ВВЭР-СКД [1] имеют схожую аксиальную структуру с подобными по размерам твэлами с МОКС-топливом. В соответствии с результатами нейтронно-физических расчетов, выполненных с помощью кода MCNP-5 [13], в этих реакторах средние температуры теплоноси-

теля одинаковые. При этом в обоих реакторах реализуется быстро-резонансный спектр нейтронов (рис. 7).

В качестве органов регулирования предлагается использовать поглощающие кассеты, в которых будут присутствовать только неделяющиеся материалы, т.е. будет отсутствовать топливо. Конструкция указанных кассет имеет геометрические размеры “под ключ” такие же, как и ТВС активной зоны реактора. Органы регулирования разделены на следующие группы: аварийная защита, компенсирующие стержни, автоматический регулятор. Проводилась оценка эффективности различных групп стержней при номинальном режиме, а также в режимах с максимальной плотностью теплоносителя и минимальной температурой (табл. 1).

Выбранное количество органов регулирования по группам позволяет переводить реактор на требуемый согласно НП-009-17 уровень подкритичности в любом состоянии (рис. 8). В табл. 1 и на рис. 8 состояние 1 соответствует вводу органов регулирования при работе реактора на номинальной мощности, состояние 2 – подаче теплоносителя высокой плотности в активную зону реактора при его работе на номинальной мощности, состояние 3 – реактору в режиме перегрузки или длительного останова.

Особенностью МТИР-СКД является сильная зависимость спектра нейтронов от плотности теплоносителя. В номинальном режиме работы при низкой плотности теплоносителя реализуется спектр быстрых нейтронов, при котором влияние сильно поглощающих продуктов деления (^{149}Sm) незначительно. При переходе реактора в состояние длительного расхолаживания холодной водой с высокой плотностью в активной зоне реализуется тепловой спектр нейтронов, при котором существенно возрастает отрицательный вклад ^{149}Sm в реактивность, что благоприятно сказывается на безопасности реактора. Эффект реактивности от ^{149}Sm на конец микрокампании составляет 600 pcm [14].

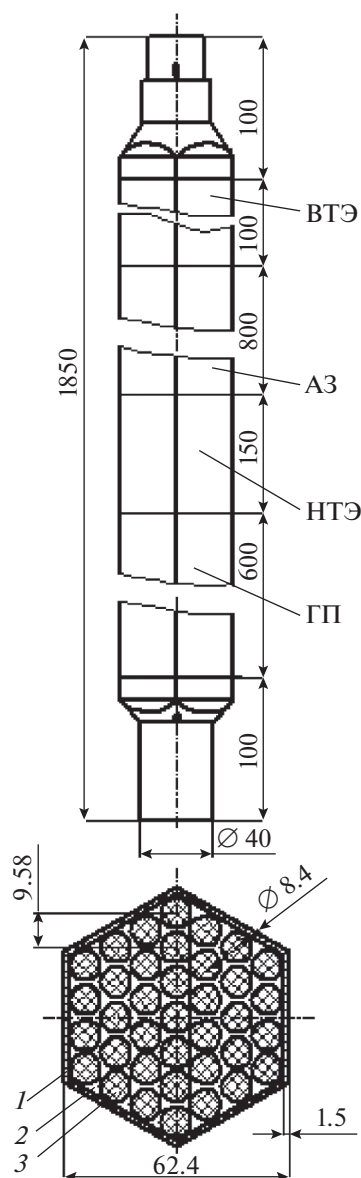


Рис. 4. Конструкция ТВС активной зоны МТИР-СКД. VTЭ – верхний торцевой экран; А3 – активная зона; НТЭ – нижний торцевой экран; ГП – газовая полость; 1 – чехол ТВС; 2 – теплоноситель; 3 – ТВЭЛы

Таблица 1. Эффективность органов регулирования по группам: аварийная защита (АЗ), компенсирующие стержни (КС), автоматический регулятор (АР), pcm

Группа органов регулирования	Состояние 1 (номинальная температура, номинальная плотность)	Состояние 2 (номинальная температура, плотность 1 г/см ³)	Состояние 3 (температура 20 °С, плотность 1 г/см ³)
АР	315	93	134
КС температурный	2676	1350	1250
КС, выгорание	1293	403	370
АЗ	5303	2652	2620
АР+КС	4375	1908	1733
АР+КС+АЗ	10405	4982	4805

Смягчение спектра нейтронов при заливке водой приводит к появлению положительной реактивности. Поэтому, чтобы перевести реактор в подкритическое состояние при заливке активной зоны теплоносителем высокой плотности, в топливе равномерно распределяют 0.5% (по массе) оксида гадолиния Gd_2O_3 , являющегося эффективным поглотителем нейтронов в тепловой и резонансной области. Значения коэффициентов реактивности при номинальной мощности реактора приведены далее:

Доля запаздывающих нейтронов.....0.0037

Коэффициент реактивности:

доплеровский, $1/K$ -1.73×10^{-5}

плотностной, $см^3/г$ 1.52×10^{-2}

мощностной, $1/МВт$ -1.36×10^{-4}

При проведении расчетов флюенса нейтронов и повреждающей дозы для материала обечайки корпуса (внутренний диаметр 2320 мм) и шахты реактора (наружный диаметр 2100 мм, внутренний – 1960 мм) выделяли внутренний слой толщиной 20 мм. При этом каждый слой разбивали по высоте на зоны по 100 мм. При расчете принята продолжительность эксплуатации реактора 30 лет с коэффициентом использования установочной мощности (КИУМ), равным 0.7. Результаты расчетов флюенса нейтронов и повреждающей дозы для выгородки, шахты и обечайки активной зоны МТИР-СКД за проектный срок службы представлены в табл. 2.

На стадии проектирования МТИР-СКД должны быть заложены возможности реализации различных режимов его работы:

с разными видами ядерного топлива (оксиды урана, смешанные оксиды урана, плутония и тория);

с применением экспериментальных (петлевых) каналов и без них;

с повышенным коэффициентом накопления вторичного ядерного топлива (при наличии зон воспроизводства) и/или с воспроизводством в увеличенной активной зоне при пониженном содержании делящихся тяжелых атомов в ядерном топливе;

с малой активной зоной (без зон воспроизводства при высоком содержании делящихся тяжелых атомов в ядерном топливе);

с возможностью массовой наработки радионуклидов и трансмутации актинидов;

с использованием реакторного излучения для медицинских и промышленных целей, с генерацией тепла и электроэнергии.

Кроме этого, МТИР-СКД необходим для исследования материалов под воздействием легко-

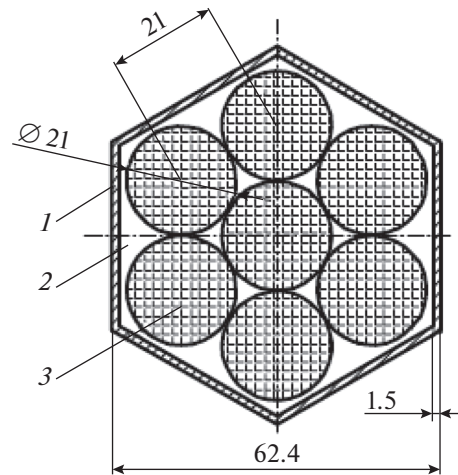


Рис. 5. Кассета сменного отражателя активной зоны МТИР-СКД.

1 – чехол кассеты; 2 – теплоноситель; 3 – стальные стержни

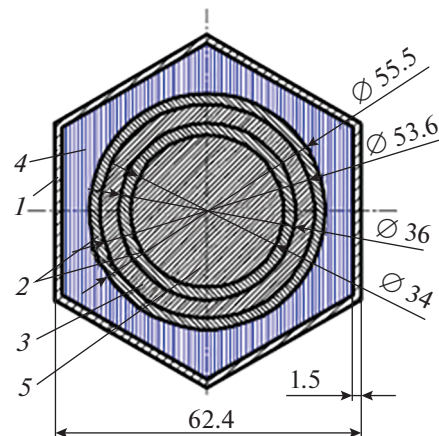


Рис. 6. Кассета с регулирующим стержнем СУЗ МТИР-СКД.

1 – чехол кассеты СУЗ; 2 – обечайка поглощающего стержня; 3 – карбид бора B_4C ; 4 – теплоноситель; 5 – вытеснитель

водного теплоносителя при высоких температуре, давлении и скорости течения в условиях нейтронного облучения.

Главной целью создания МТИР-СКД является обеспечение спектра нейтронов и условий эксплуатации, схожих с таковыми для ВВЭР-СКД. Поэтому задача достижения рекордно высоких плотностей потока нейтронов и флюенса нейтронов в конструкционных материалах активной зоны не ставится. При этом возможно установление в активной зоне умеренной энергонапряженности и, следовательно, увеличенных запасов по надежности теплоотвода в реакторе.

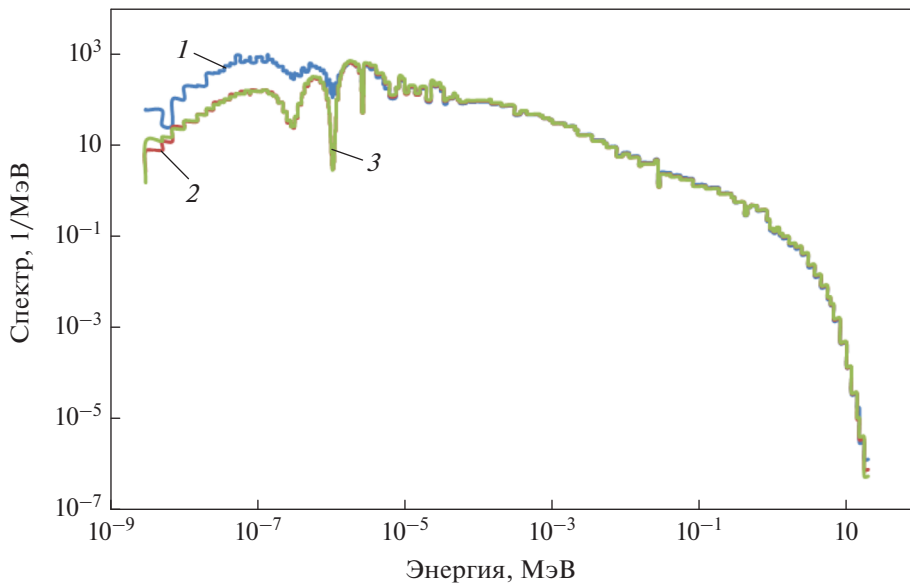


Рис. 7. Спектр нейтронов в активных зонах МТИР-СКД и ВВЭР-СКД. 1 – ВВЭР-СКД; 2 – МТИР-СКД (подогрев 100°C); 3 – МТИР-СКД (подогрев 57°C)

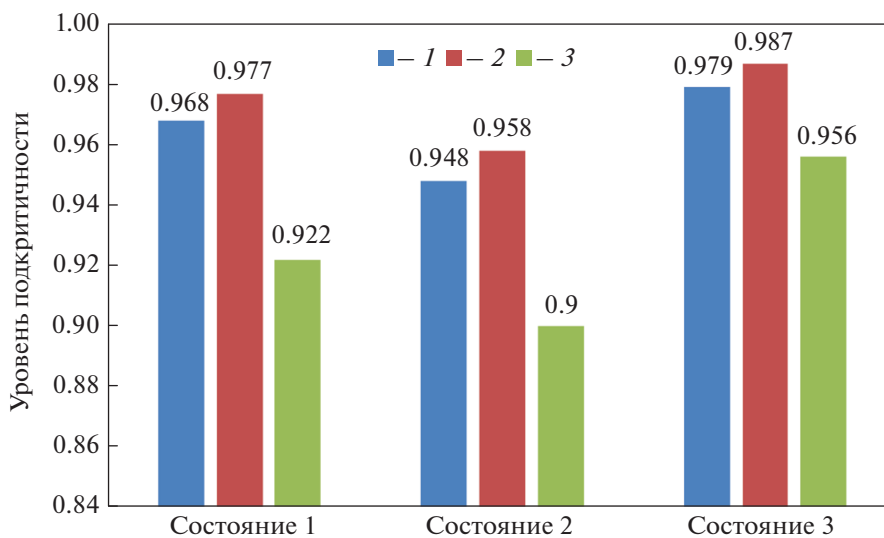


Рис. 8. Уровень подкритичности для различных состояний реактора при введенных органах регулирования [2–4, 10]. Состояние: 1 – ввод органов регулирования при работе реактора на номинальной мощности; 2 – попадание теплоносителя высокой плотности при работе реактора на мощности; 3 – реактор в режиме перегрузки или длительного останова. Группы органов регулирования: 1 – стержни аварийной защиты; 2 – компенсирующие стержни и стержни автоматического регулятора; 3 – все группы стержней

Таблица 2. Результаты расчетов флюенса нейтронов и повреждающей дозы для выгородки, шахты и обечайки активной зоны МТИР-СКД за проектный срок службы

Элемент конструкции реактора	Флюенс нейтронов, нейтр/см ²		Повреждающая доза, сна
	$E > 0.1$ МэВ	$E > 0.5$ МэВ	
Выгородка	1.31×10^{22}	3.64×10^{21}	3.600
Шахта	3.39×10^{21}	7.35×10^{20}	0.900
Обечайка корпуса	2.27×10^{20}	4.98×10^{19}	0.074

Одним из критериев выбора мощности является осуществление возможности разрушения твэла в петлевом канале активной зоны при моделировании протекания реактивностной или какой-либо другой аварии. Для этого необходимо 10–15% нейтронов активной зоны направить в петлевой канал для достижения в нем критического значения энергонапряженности твэлов.

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ МТИР-СКД

Прирост температуры в активной зоне МТИР-СКД не очень велик и составляет 47°C (температура повышается от 410 до 457°C). В этом диапазоне температур при давлении 28 МПа объемная теплоемкость теплоносителя достаточно высока и соизмерима с таковой для жидкого натрия. Поэтому при умеренном значении объемной энергонапряженности в активной зоне (210 кВт/дм³ в части, где находится делящееся вещество) и относительно невысоких массовых скоростях в ТВС [1000–1400 кг/(м² · с)] гидравлическое сопротивление реактора составляет примерно 0.15 МПа, а полная потеря давления в реакторном контуре не превышает 0.4 МПа. Мощность двух циркуляторов реакторного контура на прокачку теплоносителя при его суммарном расходе 260 кг/с не превышает 0.9 МВт.

Стабильное радиальное энерговыделение в активной зоне позволяет разработать стратегию размещения дресселей на входе в ТВС и получить распределение расходов по ТВС, необходимое для минимизации температур теплоносителя и конструкционных материалов с учетом перестройки энерговыделения в ходе топливной кампании.

Положительным моментом является то, что теплоотдача в области номинальных параметров теплоносителя близка к однофазному потоку, описываемому формулой Диттуса – Белтера [15]. Это упрощает задачу расчета температур теплоносителя и оболочек твэлов в ТВС, особенно в области “горячих пятен”. Предварительные расчеты температур теплоносителя и твэлов в ТВС активной зоны показали, что максимальные температуры теплоносителя не превышают 470°C, наружной стороны оболочек твэлов составляют более 510°C, а в центре топливных таблеток – 1450°C.

ОСОБЕННОСТИ РАБОТЫ ТВЭЛОВ ТВС АКТИВНОЙ ЗОНЫ МТИР-СКД

Топливный столб в твэлах штатных ТВС в нижней и верхней зонах воспроизводства активной зоны МТИР-СКД состоит из таблеток МОКС-топлива, выполненных из диоксида обед-

ненного урана UO₂ с содержанием 0.1% ²³⁵U. Материал оболочек твэлов – сталь аустенитного класса ЧС-68х.д. Основные характеристики и условия эксплуатации твэлов в активной зоне МТИР-СКД следующие:

Содержание PuO ₂	
в МОКС-топливе, % (по массе).....	22
Диаметр топливной таблетки, мм:	
наружный.....	7.0
внутренний.....	1.2
Высота газовой полости, см.....	50
Температура теплоносителя	
в месте контакта с оболочкой, °С.....	410–470
Давление теплоносителя	
на оболочку твэла, МПа.....	28.0
Максимальная плотность потока	
быстрых нейтронов, нейтр/(см ² · с).....	1.42 × 10 ¹⁵
Максимальное энерговыделение	
в твэле, Вт/см.....	242
Максимальное выгорание,	
МВт-сут/кг U.....	30.91
Максимальная повреждающая	
доза на оболочку твэла, сна.....	19.44
Исходное давление закачки	
гелия под оболочкой, МПа.....	6.0

Данные о свойствах топлива и материале оболочки твэлов были заимствованы из работ [16–23] и использовались при оценках их термомеханического состояния. Расчеты твэлов штатных ТВС активной зоны МТИР-СКД, проведенные с привлечением модели [24], показали следующее. Радиационное распухание оболочек твэлов при повреждающих дозах около 19 сна практически отсутствует. Пределы прочности и пластичности при температурах 400–470°C составляют примерно 500–600 МПа и с большим запасом превышают уровень напряжений, достигаемых в оболочках на всех этапах работы твэлов. Остаточное удлинение оболочек твэлов, как и уровень радиальных деформаций в оболочке на протяжении всей эксплуатации, составляет не более 1%, что значительно меньше предельно допустимых значений для оболочечной стали аустенитного класса ЧС-68х.д. (4.0–4.5%).

Максимальное значение сжимающего окружающего напряжения в оболочке твэла активной зоны МТИР-СКД составляет 160 МПа во время старта реактора и разогрева твэла. Максимальное растягивающее напряжение в оболочке достигает 120 МПа после выключения реактора, проработавшего на номинальной мощности в течение одной микрокампании. Во время работы реактора на номинальной мощности на протяжении мик-

рокампании напряжения в оболочке являются сжимающими и не превышают 110 МПа.

Учитывая более сложные коррозионные условия, а также то, что растягивающие напряжения в оболочке провоцируют коррозионное растрескивание под напряжением, желательно обеспечить отсутствие контакта оболочки с топливом либо использовать топливные таблетки с центральным отверстием, при наличии которого зазор между топливом и оболочкой уменьшается, но не вытесняется в течение топливной кампании и напряжения в оболочке в рабочем состоянии ТВЭла остаются сжимающими.

При выгорании топлива выше 40 МВт · сут/кг возможно возникновение его контакта с оболочкой. Однако при наличии центрального отверстия в таблетках контактное давление будет значительно ниже, чем при использовании сплошного топлива, и не будет превышать давление теплоносителя. Поскольку выгорание в ТВЭлах штатных ТВС активной зоны не превышает 30 МВт · сут/кг, контакт топлива с оболочкой не наступает при использовании как таблеток с центральным отверстием, так и сплошных.

Реакторные испытания и опыт эксплуатации реактора БН-600 с ТВЭлами, оболочки которых изготовлены из стали ЧС-68х.д., показали, что ее применение позволяет достичь выгорания примерно 11.5% тяжелых атомов и повреждающих доз около 90 сна без потери герметичности ТВЭла. Однако для использования этой стали в качестве материала оболочки ТВЭла ограничивающими факторами являются:

недопустимое формоизменение оболочки ТВЭла из-за радиационного вакансионного распухания стали в области температур $t \leq 0.5t_{пл}$ ($t_{пл}$ – температура плавления оболочки ТВЭла), происходящее после превышения повреждающей дозой значения 90 сна (деформация примерно 4.0–4.5% и выше);

значительное охрупчивание материала оболочки ТВЭла в области $t \leq 0.5t_{пл}$, усиленное вакансионной пористостью материала. Так, при выгорании примерно 12% ТА (тяжелых атомов) (около 85 сна) максимальное значение напряжения, возникающего при переходном режиме и вызывающего раскрытие дефекта глубиной 0.035 мм, не превышает 100 МПа;

исчерпание длительной прочности материалом оболочки ТВЭла в горячем сечении ($t_{об} = 670^\circ\text{C}$, где $t_{об}$ – температура оболочки ТВЭла) в области температур $t \leq 0.5t_{пл}$ при значении напряжения в оболочке ТВЭла выше 60 МПа (от давления газообразных продуктов деления) за время работы приблизительно 15 000 ч.

Расчеты термомеханического состояния ТВЭлов показали достаточный запас до достижения указанных ограничений. В целом, выполненные

исследования подтвердили высокую степень работоспособности ТВЭлов штатных ТВС МТИР-СКД, однако воздействие коррозионных процессов в реакторном контуре при этом не учитывалось. Поэтому изучение влияния коррозии оболочечных конструкционных материалов в среде легководного СКД-теплоносителя под облучением с учетом условий работы ТВЭлов МТИР-СКД запланировано в программе испытаний опытных ТВЭлов на базе отечественных исследовательских реакторов [14].

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ И СТАДИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО- ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ПРОГРАММЫ МТИР-СКД

На первом этапе эксплуатации МТИР-СКД должно быть продемонстрировано следующее:

достижение проектных значений коэффициентов реактивности, запаса реактивности на выгорание, требуемых запасов реактивности на органах СУЗ во всех режимах эксплуатации, длительности кампании топлива, обеспечение надлежащего выравнивания поля энерговыделения в активной зоне и его изменения на протяжении кампании, обеспечение норм ядерной и радиационной безопасности в процессе эксплуатации ядерной установки и хранилищ ОТВС с облученными ТВЭлами-прототипами ВВЭР-СКД, содержащими МОКС-топливо;

обеспечение надежного отрицательного мощностного коэффициента реактивности, надлежащих запасов по нейтронно-физической, нейтронно-теплогидравлической устойчивости реактора, контурной теплогидравлической устойчивости РУ и надлежащего запаса до возникновения термоакустической неустойчивости;

возможность обеспечения надежного пуска ВВЭР-СКД при переводе его из состояния перегрузки с низким давлением и высокой плотностью теплоносителя в рабочий режим с высоким давлением и низкой плотностью и надежного останова реактора (в обратном порядке) [2–7];

надлежащая работоспособность ТВЭлов активной зоны с МОКС-топливом при достижении требуемых характеристик выгорания топлива и флюенса нейтронов в оболочках ТВЭлов [24];

надежная эксплуатация циркулятора псевдопарового теплоносителя реакторного контура, работа вертикального прямооточного парогенератора на основе перспективной коллекторно-ширмовой трубной системы [25, 26], передающего тепло от псевдопарового теплоносителя реакторного контура к теплоносителю контура ПТУ, а также систем поддержания качества теплоносителя (с учетом радиолиза псевдопарового теплоносителя реакторного контура), дозирования теп-

лоносителя и поддержания давления, управления и защиты, аварийного отвода тепла и других систем;

удобство и эргономичность эксплуатации РУ и ЯЭУ, проведения регламентных и ремонтных работ, обращения с отработавшим ядерным топливом и выполнения других технологических операций;

пределы безопасной эксплуатации, отработанный регламент эксплуатации ВВЭР-СКД, основные дополнения к нормативным документам, регламентирующим правила безопасности при проектировании и эксплуатации реакторов такого типа.

На первом этапе эксплуатации также планируется поэтапное освоение мощности РУ МТИР-СКД:

на первой стадии предполагается достичь мощности реактора 10 МВт (т.), при этом тепло, вырабатываемое реактором, будет сбрасываться через промежуточные теплообменники и градирню энергоблока в окружающую среду;

на следующей стадии мощность реактора будет повышена до 30 МВт (т.), при этом сначала производимое тепло будет продолжать сбрасываться в окружающую среду, а затем будут освоены подключение турбины низкого давления и отработка оборудования ПТУ на 30% ее номинальной мощности [100 МВт (т.)]. На данной стадии в градирне сбросное тепло ПТУ низкого и высокого давления будет отводиться в окружающую среду, градирня будет выполнять функцию системы аварийного отвода тепла;

на последующих стадиях предусматривается повышение мощности реактора до 50 МВт (т.), а затем и до 100 МВт (т.). На этих стадиях будут сначала отработаны все режимы эксплуатации турбины низкого давления, затем турбины высокого давления и впоследствии совместной работы обеих ПТУ. После отработки режимов эксплуатации РУ и ЯЭУ на максимальной мощности 100 МВт (т.) при дальнейшей эксплуатации может быть задействована либо только ПТУ низкого давления, либо ПТУ низкого и высокого давления при их совместной работе в диапазоне тепловой мощности реактора от 30 до 100 МВт (т.).

После реализации целей и задач, связанных с тестовой демонстрацией физических процессов, технологий и надежности оборудования РУ и ЯЭУ, реактор МТИР-СКД будет функционировать в качестве исследовательского реактора. Основным его назначением на данном этапе будет проведение реакторных облучений объектов исследования (твэлов, образцов конструкционных материалов, мишеней и т.п.) в среде легководного СКД-теплоносителя, а также симуляция переходных и аварийных процессов в автономных герметичных реакторных петлях МТИР-СКД

(старт, маневренные режимы, останов реактора, набросы мощности, режимы со снижением и сбросом давления теплоносителя, реактивностные аварии и т.д.).

В облучательных устройствах автономных реакторных петель МТИР-СКД могут облучаться экспериментальные сборки, выполненные из разных конструкционных материалов, с топливом различных видов, температура на входе СКД-теплоносителя будет варьироваться от 250 до 450°С и, следовательно, его входная плотность до 800 до 100 кг/м³, при этом будет обеспечиваться получение в экспериментальной ТВС разных спектров нейтронов: от быстрого до промежуточного и теплового.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯЧЕЙКИ И ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ КАНАЛЫ МТИР-СКД

Для реализации экспериментально-исследовательской программы в обоснование направления ВВЭР-СКД предусмотрен широкий исследовательский функционал МТИР-СКД:

обеспечение спектра быстрых нейтронов в активной зоне с возможностью его локального изменения в отдельных облучательных каналах на промежуточный и тепловой спектры нейтронов;

размещение герметичных ампульных облучательных устройств в центре и на периферии активной зоны, а также вместо кассет сменного отражателя реактора;

размещение двух автономных реакторных петель, имеющих облучательные каналы, один из которых будет располагаться в центре активной зоны, а другой – на ее периферии.

При этом облучательные каналы реакторных петель МТИР-СКД должны позволять проводить как экспериментальные исследования в обоснование безопасности энергетического реактора ВВЭР-СКД, так и облучение перспективных опытных твэлов с различными видами топлива и оболочечных материалов в широком диапазоне параметров легководного теплоносителя.

Следует отметить, что эффективная технология управления качеством теплоносителя реакторного контура должна быть продемонстрирована на первом (тестовом) этапе эксплуатации МТИР-СКД. Однако при облучении материалов и опытных твэлов в автономных реакторных петлях параметры теплоносителя (давление и температуры) могут отличаться от таковых в штатных ТВС активной зоны. По этой причине на втором этапе эксплуатации реактора (в качестве исследовательского), возможно, потребуется проведение необходимой коррекции технологии поддержания качества теплоносителя непосредственно в автономных реакторных петлях.

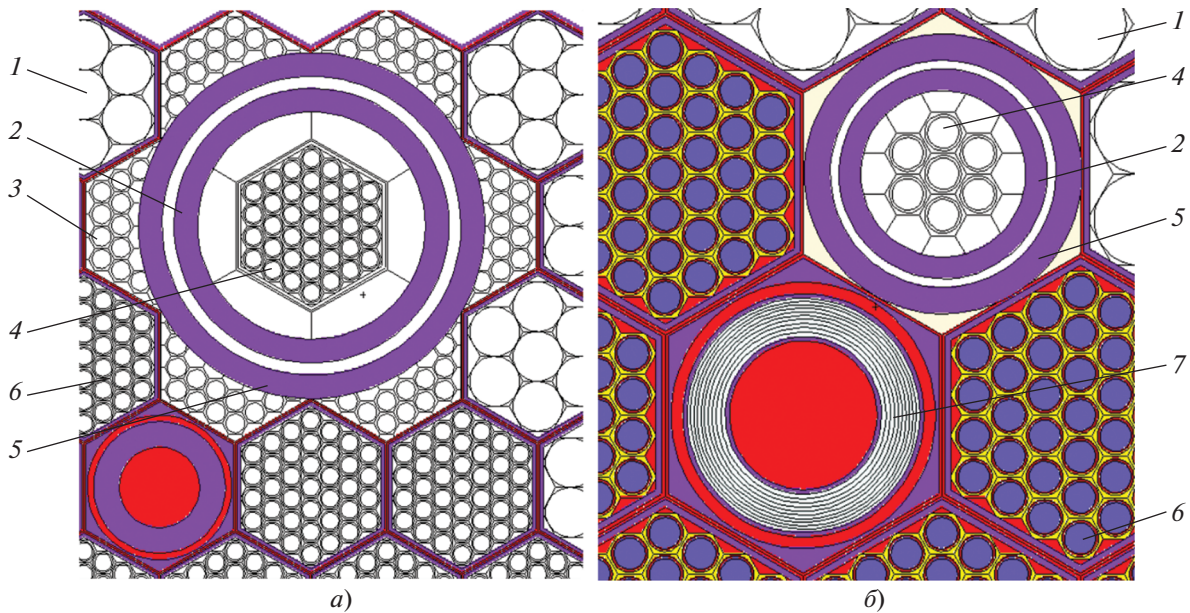


Рис. 9. Периферийные облучательные каналы МТИР-СКД, замещающие 7 штатных ТВС, содержащие ОУ с 37 опытными твэлами (а), и замещающие одну штатную ТВС, содержащие ОУ с 7 опытными твэлами (б). 1 – кассета отражателя; 2 – корпус облучательного устройства; 3 – полу ТВС; 4 – кассета с опытными твэлами; 5 – страховочный корпус; 6 – ТВС активной зоны; 7 – кассета органа регулирования СУЗ

В целях получения более полной информации о реакторных экспериментах, необходимой для верификации и валидации программных кодов ВВЭР-СКД, на входном и выходном участках автономных реакторных петель (вне границ реактора) предполагается проводить измерение текущих параметров теплоносителя (расхода, температуры, давления), а также контроль примесей (газовых, растворенных, дисперсных) и основных физико-химических параметров легководного теплоносителя (электрической проводимости, рН, окислительно-восстановительного потенциала). На выходе из петель также рассматривается возможность вести он-лайн гамма-спектрометрирование активности теплоносителя и осаждение выносимых твердых (дисперсных) активированных частиц на специальных фильтрах.

Облучательные устройства (ОУ) автономных реакторных петель, размещаемые в облучательных каналах (ОК) МТИР-СКД, должны обеспечивать широкие возможности как при исследовательских облучениях, так и при отработке различных конструкций ТВС, условий эксплуатации (температуры, давления, спектра нейтронов), а также переходных и аварийных процессов.

Для обоснования технических и технологических решений ВВЭР-СКД необходимо выполнение экспериментальных исследований по следующим направлениям:

изучение влияния водно-химического режима на конструкционные материалы в условиях ней-

тронного и ионизирующих излучений соответствующего спектра;

испытания твэлов ВВЭР-СКД с различным выгоранием топлива в условиях, моделирующих режимы нормальной эксплуатации, переходные режимы и проектные аварии;

моделирование запроектных аварий, включая разрушение твэла.

В этой связи рассмотрены следующие варианты размещения ОУ автономных реакторных петель с опытными твэлами в облучательных каналах МТИР-СКД:

центральный ОК замещает одну штатную ТВС в центре активной зоны;

периферийный ОК располагается вместо одной штатной ТВС на периферии активной зоны;

периферийный ОК частично замещает семь штатных ТВС активной зоны и отражателя.

Примеры размещения ОУ автономной реакторной петли в периферийном ОК активной зоны МТИР-СКД представлены на рис. 9.

Периферийный ОК, частично замещающий семь штатных ТВС активной зоны, содержащий облучательное устройство с большим количеством твэлов (от 19 до 37 шт., см. рис. 9, а), предполагается использовать для проведения реакторных экспериментов, в которых не ожидается существенной разгерметизации твэлов, взаимодействия топлива с теплоносителем и, тем более, расплавления твэлов. Большое количество твэлов

в таких ОУ должно обеспечить представительность экспериментов и минимизацию возмущений поля энерговыделения в ТВС, окружающих периферийный ОК. Так, при использовании касеты органа регулирования СУЗ с кольцевым поглотителем из карбида бора, размещенной в активной зоне рядом с периферийным ОК, можно получить существенное увеличение (в 2.6 раза) линейных нагрузок в опытных твэлах по сравнению со штатными ТВС. При этом в окружающих экспериментальные твэлы ТВС активной зоны линейные нагрузки возрастут на 7–17%, что вполне допустимо для работы твэлов при надлежащем проектном запасе по температурам топлива и оболочек твэлов штатных ТВС.

В центральном ОК при облучении опытных твэлов с 90%-но обогащенным по ^{235}U топливом возможно добиться практически пятикратного повышения энерговыделения по сравнению с твэлами штатных ТВС активной зоны. При этом в твэлах штатных ТВС, окружающих центральный ОК, возмущение энерговыделения не превышает 5%. Данное обстоятельство позволяет проводить в центральном ОК эксперименты по повышению мощности, симуляции аварийных процессов, в том числе реактивных аварий (RIA). Мощный основной и страховочный корпуса ОУ в центральном ОК и небольшое количество опытных твэлов (не более семи) также предоставляют возможность моделировать в этом ОУ аварийные ситуации с потерей давления типа LB LOCA и SB LOCA.

ВЫВОДЫ

1. Разработанная на концептуальном уровне ЯЭУ МТИР-СКД в рамках экспериментального обоснования энергетических реакторов направления ВВЭР-СКД позволяет обеспечить решение следующих задач:

проведение тестовых реакторных исследований в обоснование выбора условий эксплуатации ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов;

отработка проектных режимов работы реактора и РУ ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов (пуск реактора, выход на энергетический уровень мощности, переход с одного уровня мощности на другой, работа на номинальном уровне мощности, останов и др.);

облучение перспективных видов топлива, поглощающих и конструкционных материалов в обоснование активной зоны, внутрикорпусных устройств и корпуса реакторов направления ВВЭР-СКД в быстром, промежуточном и тепловом спектрах нейтронов в атмосфере легководного теплоносителя сверхкритических параметров;

проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований в целях получения не-

обходимой информации для разработки, верификации и валидации расчетных кодов реакторов, РУ и ЯЭУ направления ВВЭР-СКД;

испытания новых типов оборудования различных технологических систем (элементы систем аварийного расхолаживания, парогенераторы и пр.), приборов и систем управления, контроля и диагностики энергетических реакторов различного типа;

исследования в рамках решения проблем замкнутого ядерного топливного цикла, утилизации актинидов и обращения с долгоживущими продуктами деления, включая опытно-демонстрационное замыкание ядерного топливного цикла;

освоение технологий производства радионуклидной продукции различного назначения, а также наработка модифицированных материалов;

использование тепловой энергии МТИР-СКД для электрогенерации и теплофикации.

2. На базе МТИР-СКД целесообразна реализация международных научно-исследовательских программ, в том числе направленных на обоснование топливных и конструкционных материалов перспективных энергетических реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **NPP with SCW nuclear power installation** / A.A. Sedov, S.B. Pustovalov, T.D. Shchepetina, S.S. Simonov // Proc. of the 10th Intern. Symp. on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-10). Prague, the Czech Republic, 15–18 March 2021. P. 001.
2. **Исследование системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя** / А.С. Лапин, А.С. Бобряшов, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров // Изв. вузов. Ядерная энергетика. 2020. № 3. С. 93–101.
<https://doi.org/10.26583/npe.2020.3>
3. **Оценка системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя для различных топливных циклов** / А.С. Лапин, А.С. Бобряшов, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2020. Вып. 3. С. 51–62.
<https://doi.org/10.55176/2414-1038-2020-3-51-62>
4. **Исследование способов снижения пустотного эффекта реактивности в реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя** / А.С. Лапин, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров, В.Ю. Куканов // Сб. тезисов докл. XVI Междунар. науч.-практ. конф. “Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2020”. Обнинск, 23–24 ноября 2020 г. С. 22–23.
5. **Использование реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя в системе ядерной энергетики с различными топливными циклами** / А.С. Лапин, А.С. Бобряшов, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров // Сб. тезисов докл. X Всерос. молодеж. конф. “Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядер-

- ных технологий нового поколения”. Димитровград, 17–18 марта 2021 г. С. 5–6.
6. **Исследование** эффектов реактивности и других нейтронно-физических характеристик ВВЭР-СКД / Я.А. Котов, В.В. Колесов, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко // Сб. тезисов докл. науч.-практ. конф. “Нейтроника – 2022”. Обнинск, 2022.
 7. **Каширина В.Е., Котов Я.А.** Исследование компонент плотностного эффекта реактивности в реакторе ВВЭР-СКД // Сб. тезисов докл. Междунар. науч.-практ. конф. по физике ядерных реакторов “Волга – 2022”. Тверь, 5–9 сентября 2022.
 8. **Глебов А.П., Клушин А.В.** Предварительные нейтронно-физические расчеты экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 // Изв. вузов. Ядерная энергетика. 2013. № 4. С. 118–148. <https://doi.org/10.26583/npe.2013.4.15>
 9. **Развитие** направления SCWR от концепции до тестового реактора / А.П. Глебов, Ю.Д. Баранаев, И.В. Московченко, П.Л. Кириллов // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2019. Вып. 3. С. 30–44. <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-3-30-44>
 10. **Conceptual** proposals on the test reactor of VVER-SCP / V.A. Mokhov, V.Ya. Berkovich, M.P. Nikitenko, A.N. Churkin, V.M. Makhin, P.L. Kirillov, Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov // Proc. of the 7th Intern. Symp. on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-7). Helsinki, Finland, 15–18 March 2015. P. 2053.
 11. **Основные** результаты тестовых испытаний замкнутого контура с естественной циркуляцией легководного теплоносителя при сверхкритическом давлении / А.А. Седов, П.С. Поляков, С.Б. Пустовалов, В.В. Паршин, С.С. Симонов // Теплоэнергетика. 2023. № 3. С. 1–15. <https://doi.org/10.56304/S0040363623030074>
 12. **Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Штромбах Я.И.** Практические основы разработки и обоснования технических характеристик и безопасности эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР: учеб. пособие. М.: НИЦ “Курчатовский институт”, 2015.
 13. **X-5 Monte Carlo Team, MCNP—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Vol. I: Overview and Theory.** Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987. 2008.
 14. **Особенности** изменения изотопного состава опытных твэлов реактора типа ВВЭР-СКД при последовательном облучении в быстром и тепловом спектре нейтронов / В.Ю. Бландинский, В.В. Колесов, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко, А.А. Седов, А.А. Фролов, С.Б. Пустовалов, М.В. Щуровская, С.С. Симонов, Ю.Е. Песня, В.В. Трофимчук, В.А. Насонов, И.Ю. Жемков // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2022. Вып. 2. С. 90–96.
 15. **Dittus F.W., Boelter L.M.K.** Heat transfer in automobile radiators of the tubular type // Int. Commun. Heat Mass Transfer. 1985. V. 12. No. 1. P. 3–22. [https://doi.org/10.1016/0735-1933\(85\)90003-X](https://doi.org/10.1016/0735-1933(85)90003-X)
 16. **Lanning D.D., Beyer C.E., Geelhood K.G.** FRAPCON-3 updates, including mixed-oxide fuel properties. NUREG/CR-6534. PNNL-11513. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, 2005. V. 4.
 17. **SCDAP/RELAP5/MOD 3.3 code manual: MATPRO.** A library of materials properties for Light-Water-Reactor accident analysis / L.J. Siefken, E.W. Coryell, E.A. Harvego, J.K. Hohorst. Technical Report NUREG/CR-6150. Nuclear Regulatory Commission, U.S., 2001. V. 4. Rev. 2.
 18. **Status and advances in MOX fuel technology** // Technical Reports Series. 2003. No. 415. Vienna, Austria, International Atomic Energy Agency.
 19. **Тепловые** и электрические свойства сталей ЧС-68 / Г.Г. Гаджиев, З.М. Омаров, Х.Х. Абдуллаев, А.Г. Бакмаев, М.М. Магомедов // Сб. тезисов докл. 19-го Междунар. симпозиума “Упорядочение в минералах и сплавах” ОМА-19. Ростов-на-Дону, 10–15 сентября 2016 г. С. 49–52.
 20. **Взаимосвязь** исходных значений характеристик упругости оболочечных аустенитных сталей твэлов реакторов БН с их последующим распуханием / А.Н. Филонин, Е.Н. Щербаков, А.Н. Огородов, О.С. Коростин // Сб. тезисов докл. V отраслевого семинара по прочности и надежности элементов активных зон энергетических ядерных реакторов. Обнинск, 1991. С. 39.
 21. **Тарасиков В.П., Биржевой Г.А., Шулепин С.В.** Влияние нейтронного облучения на физико-механические свойства сталей и сплавов отечественных ядерных реакторов. М.: Физматлит, 2020.
 22. **Чуев В.В., Ланских В.Н., Огородов А.Н.** Работоспособность ТВС быстрых реакторов // Исследования конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов: Сб. науч. трудов. Екатеринбург: УрО РАН, 1994. С. 85–140.
 23. **Формоизменение** оболочек твэлов из стали ЧС-68 при дозах 60–93 сна в реакторе БН-600 / А.Н. Огородов, С.Е. Асташов, Е.А. Козманов, В.В. Чуев, А.Г. Шейкман, О.С. Коростин, Л.М. Забудько // Сб. докл. IV Межотраслевой конф. по реакторному материаловедению. Димитровград, 1996. С. 110–121.
 24. **Захарко Ю.А., Степанов А.С., Седов А.А.** Аналитические решения термовязкоупругих уравнений для цилиндрических тел применительно к прогнозированию поведения твэлов энергетических реакторов // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2021. Вып. 1. С. 55–63.
 25. **Зорин В.М., Шамароков А.С., Пустовалов С.Б.** Подогреватели высокого давления нового поколения для паротурбинных установок АЭС // Теплоэнергетика. 2021. № 4. С. 35–46. <https://doi.org/10.1134/S0040363621040081>
 26. **Сепараторы-пароперегреватели** нового поколения для паротурбинных установок АЭС с ВВЭР / А.С. Шамароков, В.М. Зорин, С.Б. Пустовалов, Е.А. Михушкина // Теплоэнергетика. 2022. № 9. С. 66–77. <https://doi.org/10.56304/S0040363622080082>

The Concept of a Nuclear Power Unit on the Basis of a Low-Power Multipurpose Test Research Reactor with Supercritical Light-Water Coolant

A. A. Sedov^a, V. Yu. Blandinskii^a, Ya. A. Kotov^a, D. S. Kuzenkova^a, A. S. Lapin^a,
V. A. Nevinitsa^a, S. B. Pustovalov^{a,*}, A. S. Stepanov^a, S. A. Subbotin^a, P. A. Fomichenko^a,
B. I. Fonarev^a, and A. A. Frolov^a

^a National Research Center (NRC) Kurchatov Institute, Moscow, 123184 Russia

*e-mail: Pustovalov_SB@nrcki.ru

Abstract—Herein is presented a preliminary concept of a nuclear power installation (NPI) based on a low-power multipurpose test research reactor with a supercritical pressure light water coolant (LMTRR-SCP), which can operate as a test or research reactor, and has the following capabilities: substantiation of operating conditions for a supercritical water-cooled power reactor in the fast neutron spectrum; adjustment of the design operating regimes of the reactor with supercritical coolant conditions (including reactor startup, attainment of the energy power level, switch-over between power levels, rated power operation, shutdown, etc.); reactor irradiation of promising types of nuclear fuel, absorbing and structural materials for nuclear installations with fast, intermediate, or thermal neutron spectrum; comprehensive experimental and numerical investigations to obtain information required for development and verification of numerical codes; evaluation of new types of equipment for various process systems (including elements of emergency cooling systems, steam generators, etc.), instruments, and control, monitoring, and diagnostics systems for power reactors of various types. Investigations into the closed nuclear fuel cycle (CNFC) problem; utilization of actinides and handling of long-lived fission products, including pilot demonstration closure of the fuel cycle; mastering of processes for the manufacture of radionuclide products for various applications; production of modified materials; and use of the reactor's thermal energy for heat and power generation. A potential also exists for the development of international cooperation within the scope of joint research programs on the basis of LMTRR-SCP.

Keywords: VVER-SCP, LMTRR-SCP, supercritical pressure (SCP) light-water coolant, test reactor, research reactor, low-power reactor, reactor unit, nuclear power installation