

# НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРА МТИР-СКД КАК ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ ДЛЯ ОТРАБОТКИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Лапин А.С.<sup>1,2</sup>, Бландинский В.Ю.<sup>1</sup>, Невиница В.А.<sup>1</sup>, Пустовалов С.Б.<sup>1</sup>, Седов А.А.<sup>1</sup>,  
Субботин С.А.<sup>1</sup>, Фомиченко П.А.<sup>1</sup>*

<sup>1</sup> НИЦ «Курчатовский институт»,  
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

<sup>2</sup> НИЯУ МИФИ,  
115409, Москва, Каширское ш., 31



Перед системой атомной энергетики актуализировалась задача существенного повышения характеристик воспроизводства ядерного топлива при максимальном использовании преимуществ широкоосвоенной в ядерной энергетике технологии корпусных водо-водяных реакторов. Это возможно при переходе на сверхкритические параметры теплоносителя. Увеличение наработки делящихся нуклидов, по сравнению с традиционными водо-водяными реакторами, достигается путем перехода к более жесткому спектру нейтронов за счет существенного снижения плотности теплоносителя и использования плотной твэльной решетки. Необходимым условием развития направления ВВЭР-СКД является создание экспериментальной базы. Таким испытательным полигоном реакторной технологии, новых конструкционных, топливных материалов и твэлов может стать многоцелевой тестовый исследовательский реактор МТИР-СКД. В работе представлены основные характеристики МТИР-СКД, а также задачи, которые можно решать на разных стадиях его эксплуатации – тестовой и исследовательской. На первой стадии предлагается концепция поэтапного освоения мощности, которая позволит обосновать работоспособность топлива МТИР-СКД на повышенных линейных нагрузках за счет экспериментов в центральном автономном петлевом канале. Предполагается поэтапная апробация и исследование совместной работы реакторной и паротурбинной установок в составе ЯЭУ МТИР-СКД. На исследовательской стадии эксплуатации должны быть установлены пределы безопасной эксплуатации и обоснован выбор режимов нормальной эксплуатации энергетического реактора ВВЭР-СКД, а также проведены экспериментальные исследования поведения конструкционных материалов и топливных композиций в составе опытных

© Лапин А.С., Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Седов А.А.,  
Субботин С.А., Фомиченко П.А., 2024

твэлов активных зон перспективных легководных реакторов с различным спектром нейтронов. Длительные облучения опытных твэлов планируется проводить в периферийном автономном петлевом канале МТИР-СКД, экспериментальное моделирование аварийных процессов – в центральном петлевом канале.

Работа посвящена задачам, которые должны быть решены перед началом проектирования энергетического реактора ВВЭР-СКД. Определены задачи, которые могут быть полностью или частично решены на действующих установках, а также сформулированы задачи, которые должен выполнять реактор-прототип МТИР-СКД. Приведены основные характеристики реактора МТИР-СКД, а также подробно описана концепция поэтапного освоения возможностей и мощности исследовательского реактора.

**Ключевые слова:** ВВЭР-СКД, МТИР-СКД, легководный реактор, сверхкритические параметры теплоносителя, тестовый реактор, исследовательский реактор.

**Для цитирования:** Лапин А.С., Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Седов А.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А. Нейтронно-физические особенности реактора МТИР-СКД как экспериментальной базы для отработки перспективных легководных реакторных технологий. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 3. – С. 18–31. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02>

## ВВЕДЕНИЕ

В рамках реализации отраслевой Подпрограммы НИОКР на 2019–2028 гг. «Разработка технологий корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД)» НИЦ «Курчатовский институт» совместно с соисполнителями разработана концепция энергетического реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов и легководным теплоносителем сверхкритических параметров [1].

К настоящему времени в рамках разработки концепции реакторной установки ВВЭР-СКД и системы преобразования энергии ЯЭУ ВВЭР-СКД на основании имеющихся баз данных и проведения нейтронно-физических, теплогидравлических и прочностных расчетных исследований имеющихся моделей выявлен круг экспериментальных исследований, необходимых для обоснования безопасности и устойчивости реактора, коррозионной и радиационной стойкости конструкционных материалов в нейтронном поле [1].

В результате анализа полученных результатов сформулирован ряд задач и предложены способы их решения, которые должны быть экспериментально подтверждены и обоснованы. Анализ отечественной экспериментальной базы исследовательских реакторов и стендов показал, что на действующих установках возможно проведение только части исследований, необходимых для обоснования основных положений, используемых при проектировании энергетического реактора ВВЭР-СКД (табл. 1).

Для изучения нейтронной физики реактора ВВЭР-СКД и верификации нейтронно-физических кодов предлагается проведение экспериментальных исследований на критическом стенде БФС-1 [2]. В ходе предварительных расчетов подобрана конфигурация критической сборки, соответствующая номинальным параметрам теплоносителя ВВЭР-СКД, с использованием традиционной таблеточной технологии моделирования. Использование центральной вставки со свойствами и характером гетерогенности, аналогичными ВВЭР-СКД, позволяет также моделировать и основные эффекты реактивности энергетического реактора.

**Экспериментальные возможности решения задач разработки и проектирования энергетического реактора ВВЭР-СКД**

Задача	Решение
Достижение требуемых нейтронно-физических характеристик активной зоны	Проведение экспериментальных исследований на критическом стенде БФС-1 (ГНЦ РФ – ФЭИ) с использованием центральной вставки с уран-плутониевым топливом и легководным теплоносителем [2]
Достижение требуемых теплогидравлических характеристик активной зоны	1. Исследование теплогидравлических процессов в вертикальном обогреваемом канале, а также при обтекании вертикальной обогреваемой цилиндрической поверхности в составе многоцелевой нереакторной петли ВВЭР-СКД (НИЦ КИ) в условиях естественной и принудительной циркуляции СКД-теплоносителя [3] 2. Исследование теплогидравлических процессов при обтекании вертикального электрообогреваемого макета ТВС в составе теплотехнического стенда ЦКТИ в условиях естественной и принудительной циркуляции СКД-теплоносителя
Облучение кандидатных оболочечных материалов опытных твэлов с учетом воспроизведения соотношения скорости набора повреждающей дозы и выгорания	Проведение ДРИ, реакторных облучений газонаполненных и плоских образцов ККМ в БОР-60 (НИИАР) с последующим дооблучением в СМ-3 (НИИАР) в среде легководного СКД-теплоносителя, а также ПРИ
Отработка процессов контроля режимов СКД-теплоносителя и процессов его взаимодействия с конструкционными материалами	1. Отработка технологии на базе многоцелевой нереакторной петли ВВЭР-СКД (НИЦ КИ) 2. Отработка системы поддержания качества водяного СКД-теплоносителя в составе теплотехнического стенда ЦКТИ 3. Разработка, сооружение и эксплуатация реакторной петли с водяным СКД-теплоносителем (РПУ-СКД) в составе исследовательского реактора МИР.М1 (НИИАР) для облучения (дооблучения) опытных твэлов с уран-плутониевым топливом
Обоснование работоспособности твэлов активной зоны с МОКС-топливом и других перспективных видов топлива	Проведение ДРИ, реакторных облучений опытных твэлов с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом (НОУ-1, НОУ-2, МОКС) в БОР-60 (НИИАР) с последующим дооблучением в МИР.М1 (НИИАР) и ИР-8 (НИЦ КИ) в среде легководного СКД-теплоносителя; проведение ПРИ облученных опытных твэлов [4]
Обоснование основного теплотехнического оборудования ЯЭУ ВВЭР-СКД	Изготовление и испытание в составе теплотехнических стендов ЦКТИ и ЭНИЦ масштабных моделей основного теплотехнического оборудования ЯЭУ ВВЭР-СКД

Изучение и обоснование выбранных теплогидравлических характеристик ЯЭУ ВВЭР-СКД предполагается провести на многоцелевой нереакторной петле, которая должна включать в себя контуры естественной и принудительной циркуляции СКД-теплоносителя, а также два сопряженных контура с принудительной циркуляцией СКД-теплоносителя [3]. В настоящее время проведены тестовые испытания контура СКД с естественной циркуляцией, которые подтвердили принятые на стадии разработки технические и технологические решения. Полученные результаты используются при планировании ампульных и петлевых испытаний оболочечных конструкционных материалов активной зоны реактора ВВЭР-СКД.

Для обоснования конструкционных материалов реактора ВВЭР-СКД предложена двухэтапная методика проведения реакторных испытаний, когда вначале опытные твэлы об-

лучаются в быстром реакторе БОР-60 до достижения заданного уровня повреждающей дозы, а затем переставляются в облучательное устройство теплового исследовательского реактора ИР-8 для последующего облучения в среде водяного теплоносителя со сверхкритическим давлением (СКД-теплоносителя) [4]. В результате проведенных работ на этапе планирования такого двухэтапного испытания опытных твэлов были разработаны экспериментальные методики, а также программы проведения облучений, дореакторных и послереакторных исследований.

Однако решение многих задач невозможно без сооружения исследовательского реактора МТИР-СКД [5]. Среди таких задач можно выделить следующие: проведение реакторных исследований в обоснование выбора условий эксплуатации энергетического реактора с быстрым спектром нейтронов с использованием в качестве теплоносителя воды со сверхкритическими параметрами; организация и управление проектными режимами работы реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя; проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований с целью получения необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов; испытания новых типов оборудования различных технологических систем, приборов и систем управления, контроля и диагностики энергетических реакторов.

Предполагается, что эксплуатация МТИР-СКД будет проходить в два этапа. На первом этапе реактор будет работать в тестовом (экспериментальном) режиме, который заключается в отладке всех необходимых систем и технологий, проверке всех номинальных и переходных режимов и характеристик нормальной эксплуатации, в определении границ устойчивости и проведении обоснований рекомендаций для создания необходимой нормативной базы, определяемой спецификой конструкции реактора, РУ и ЯЭУ.

На втором этапе предполагается эксплуатация реактора в качестве исследовательского с использованием возможности проведения облучений различных видов топлива и конструкционных материалов в быстром и затепленном спектре нейтронов, а также проведения реакторных экспериментов в автономных реакторных петлях.

В статье рассматривается тестовая стадия эксплуатации МТИР-СКД – предлагается концепция поэтапного освоения мощности.

## **ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МТИР-СКД**

На основании ранее проведенных исследований [6] выбран минимальный объем активной зоны, при котором возможно моделировать основные нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики энергетического реактора ВВЭР-СКД. Данный объем составляет 500 литров. В активной зоне МТИР-СКД предусматривается возможность установки облучательного устройства центрального автономного петлевого канала с целью определения пределов безопасной эксплуатации твэлов ВВЭР-СКД и проведения моделирования аварийных процессов. Предусматривается также размещение облучательного устройства периферийного автономного петлевого канала для проведения исследований по обоснованию технических решений твэлов и ТВС различных концепций перспективных легководных реакторов (рис. 1).

Для выбранного объема активной зоны с учетом требований к безопасности исследовательских реакторов и особенностей их эксплуатации определены основные характеристики МТИР-СКД, представленные в табл. 2.

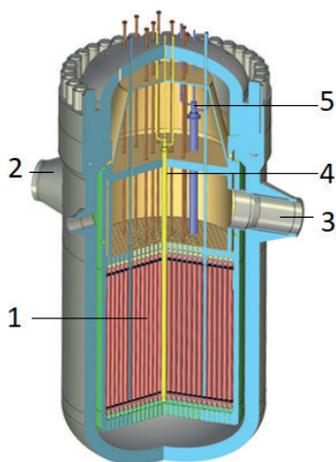


Рис. 1. Реактор МТИР-СКД: 1 – активная зона; 2 – входной патрубок; 3 – выходной патрубок; 4 – центральный петлевой канал; 5 – периферийный петлевой канал

Для перевода реактора в подкритическое состояние при заливе активной зоны теплоносителем высокой плотности в топливе гомогенно размещен резонансный поглотитель – оксид гадолиния  $Gd_2O_3$  в количестве 0,5%.

Для снижения коэффициента неравномерности и линейной нагрузки максимально напряженного твэла в МТИР-СКД применяется трехзонное выравнивание поля энерговыделения с различным содержанием плутония в топливе: в центральной части активной зоны расположено топливо с содержанием плутония 22%, в средней части – с содержанием 27%, а на периферии – 35%. В этом случае удается достичь коэффициента неравномерности на уровне 1,17 в свежем состоянии. По мере выгорания топлива радиальная неравномерность энерговыделения в активной зоне снижается.

Для достижения приемлемых значений неравномерности энерговыделения, а также уменьшения флюенса быстрых нейтронов и повреждающей дозы на

Таблица 2

**Основные характеристики исследовательского реактора МТИР-СКД и энергетического реактора ВВЭР-СКД**

Характеристика	ВВЭР-СКД	МТИР-СКД
Мощность, МВт(т)	1250	До 100
Размер ТВС под ключ, мм	144,6	62,4
Число твэлов в ТВС, шт.	200	37
Проектный ресурс, лет	60	30
Температура теплоносителя (вход/выход), °С	405/520	410/457
Давление теплоносителя в реакторе, МПа	27,5	28
Длительность микрокампании, сут	330	90
Количество микрокампаний, шт.	2	5
Выгорание топлива (среднее), МВт-сут/кг	35	25

корпус реактора исследованы различные конструкции бокового отражателя. Наилучшим вариантом ТВС отражателя являются сборки из воспроизводящего материала. Однако при использовании воспроизводящего материала в отражателе происходит снижение плотности потока нейтронов за счет перераспределения энерговыделения. Поэтому рассматриваются сборки бокового экрана из семи стальных стержней. В связи с тем, что в исследовательском реакторе должно быть предусмотрено большое количество экспериментальных и облучательных каналов, целесообразно использовать большое количество сборок отражателя. На месте таких каналов возможно размещение облучательных устройств. Кроме этого, большое количество сборок отражателя позволит в случае необходимости увеличить диаметр активной зоны путем увеличения количества ТВС и уменьшения количества сборок отражателя. На основании этого в качестве основного варианта реактора СКД рассматривается вариант с активной зоной диаметром 0,97 м, окруженной шестью рядами сборок отражателя. Такое количество сборок позволит иметь запас по флюенсу

и повреждающей дозе на корпус и внутрикорпусные устройства; изменять конфигурацию активной зоны путем ее увеличения; размещать достаточное количество облучательных устройств в отражателе.

Реакторы МТИР-СКД и ВВЭР-СКД имеют схожую аксиальную структуру твэлов с одинаковыми внешними диаметрами и шагом их размещения, в которых используется МОКС-топливо. В обоих реакторах схожие режимные параметры (давление, плотность, массовая скорость и средняя температура теплоносителя, температуры оболочек и топлива в твэлах), реализуется близкий быстрорезонансный спектр нейтронов (рис. 2).

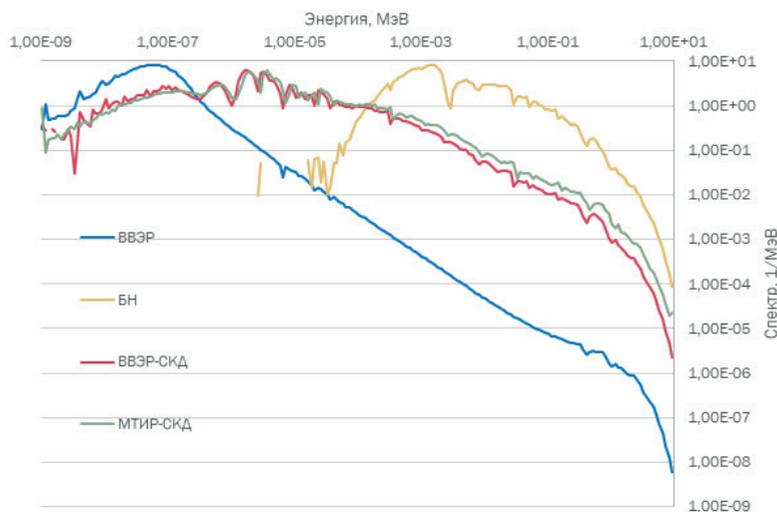


Рис. 2. Спектр нейтронов

Для обеспечения безопасной работы реактора и возможности управления его реактивностью в процессе эксплуатации в нем предусмотрены органы регулирования СУЗ. В центре активной зоны предполагается размещение автономного петлевого канала, поэтому учитывалось то, что размещение в непосредственной близости к каналу органов регулирования приведет к снижению плотности потока в петлевом устройстве, а также может приводить к высокой неопределенности прогнозирования и последующего моделирования нейтронно-физических характеристик в петлевом канале. Кроме того в центральной части активной зоны, где плотность потока наибольшая, предполагается размещение ампульных и экспериментальных устройств. По этой причине необходимо, чтобы нейтронно-физические характеристики были стабильны во время микрокампании и обеспечивали максимально возможную скорость набора флюенса и повреждающей дозы. Стержни аварийной защиты и стержни, компенсирующие температурные и плотностные эффекты при выходе реактора на номинальный уровень мощности, полностью извлекаются из активной зоны и не оказывают существенного влияния на нейтронно-физические характеристики. С другой стороны, необходимо обеспечить высокую эффективность этих групп стержней, что может быть достигнуто за счет их размещения в центральной части активной зоны на удалении от центрального петлевого канала. Стержни, компенсирующие выгорание, в начале микрокампании находятся в активной зоне и выводятся по мере выгорания топлива и падения реактивности, поэтому их влияние на распределение нейтронно-физических характеристик будет существенным. Это касается и автоматических регуляторов. Поэтому они должны располагаться на периферии активной зоны. Картограмма размещения ОР СУЗ МТИР-СКД представлена на рис. 3.

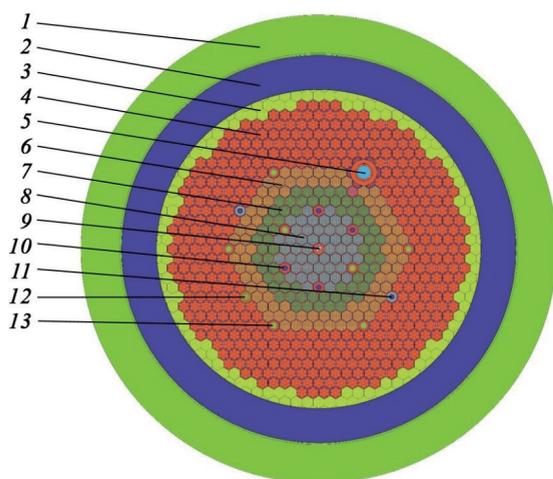


Рис. 3. Картограмма активной зоны МТИР-СКД: 1 – корпус реактора (обечайка); 2 – теплоноситель в опускном участке; 3 – шахта и выгородка; 4 – кассеты заменяемого отражателя; 5 – ОУ автономной реакторной петли в ППК; 6 – ТВС активной зоны с большим содержанием плутония; 7 – ТВС активной зоны со средним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

тора в состояние длительного останова в активной зоне реализуется тепловой спектр, при котором существенно возрастает отрицательный вклад самария-149 в реактивность, что благоприятно сказывается на безопасности реактора. Эффект самария-149 на конец микрокампании составляет 600 рсм.

Значения коэффициентов реактивности при номинальной мощности реактора представлены в табл. 3.

Таблица 3

**Коэффициенты реактивности на номинальной мощности реактора**

Коэффициент реактивности	Значение
Доля запаздывающих нейтронов	0,0037
Доплеровский коэффициент реактивности, 1/К	$-1,73 \cdot 10^{-5}$
Плотностной коэффициент реактивности, 1/см <sup>3</sup> /г	$1,52 \cdot 10^{-2}$
Мощностной коэффициент реактивности, 1/МВт	$-1,36 \cdot 10^{-4}$

**ТЕСТОВАЯ СТАДИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

На первом этапе МТИР-СКД должен эксплуатироваться как тестовый реактор, и на нем должны быть подтверждены основные положения, которые закладывались при его проектировании, а также обоснованы проектные решения для энергетического реактора ВВЭР-СКД. Существует большой опыт эксплуатации установок с водой при сверхкрити-

Предлагаемая конфигурация размещения органов регулирования удовлетворяет всем требованиям, которые предъявляются к органам регулирования исследовательских реакторов [7]. Стержни аварийной защиты без одного самого эффективно переводят реактор в подкритическое состояние. Компенсирующие ОР СУЗ позволяют контролировать температурный и плотностной эффекты в любом состоянии реактора и вместе со стержнями АР переводят реактор в подкритическое состояние на уровень  $k < 0,99$ .

Особенностью реактора МТИР-СКД является сильно изменяющийся спектр нейтронов. В номинальном режиме работы при низкой плотности теплоносителя реализуется быстрорезонансный спектр, при котором влияние сильно поглощающих продуктов деления (самарий-149) незначительно. При переходе реак-

ческих параметрах в традиционной тепловой энергетике. Однако в отличие от активной зоны реактора удельный тепловой поток через поверхность нагрева в СКД-бойлерах тепловых электростанций имеет значительно меньшее значение. Поэтому на первом этапе для определения допустимых тепловых потоков предполагается поэтапное освоение мощности РУ. Предлагается следующая концепция поэтапного освоения мощности, которая включает в себя

- поэтапное повышение мощности реактора и энерговыделения в активной зоне вплоть до достижения целевых параметров энергетического реактора ВВЭР-СКД (максимальная энергонапряженность 270–300 Вт/см), сопровождаемое обоснованием каждого дальнейшего повышения мощности реактора при получении положительных результатов испытания твэлов МТИР-СКД в центральном петлевом канале на более высоких нагрузках, чем у твэлов в драйвере активной зоны;

- обоснование работоспособности и достижение проектных характеристик основного и вспомогательного оборудования реакторной установки и ядерной энергетической установки на базе реактора МТИР-СКД, оснащенного масштабными моделями основного оборудования РУ и ЯЭУ ВВЭР-СКД.

В связи с отсутствием референтности работы установок на параметрах энерговыделения, соответствующих энергетическому реактору ВВЭР-СКД, основной задачей концепции поэтапного освоения мощности МТИР-СКД является пошаговое увеличение линейных нагрузок в твэлах активной зоны, которому предшествует обоснование работоспособности экспериментальных твэлов с таким же топливом в центральном автономном петлевом канале. Таким образом, МТИР-СКД способен использовать только его экспериментальные возможности для обоснования выхода на максимальную проектную мощность.

На первом этапе эксплуатации МТИР-СКД должен лицензироваться на мощность до 10 МВт. Тепловые потоки с поверхностей твэлов при этом будут того же порядка, что и в СКД-котлах ТЭС на органическом топливе. Зона драйвера на этой стадии является источником нейтронов. В центральном петлевом канале проводится обоснование работоспособности твэлов с таким топливом на повышенных параметрах энерговыделения в близком к зоне драйвера спектре нейтронов и при охлаждении твэлов легководным СКД-теплоносителем. Повышенное энерговыделение в опытных твэлах центрального петлевого канала (по сравнению с твэлами зоны драйвера) достигается за счет повышения обогащения урана при том же содержании плутония с целью сохранения структурного и химического состава. Таким образом происходит обоснование возможности работы твэлов драйвера при более высоких значениях линейных нагрузок, что позволит поэтапно получить лицензию на эксплуатацию МТИР-СКД вплоть до проектной мощности 100 МВт и достигать параметров энерговыделения, характерных для энергетического реактора ВВЭР-СКД. Необходимо отметить, что при работе реактора МТИР-СКД на различных уровнях мощности возможно варьирование расхода теплоносителя через активную зону, а также варьирование подогрева теплоносителя в активной зоне, при этом давление теплоносителя не является управляющим параметром и поддерживается на уровне 28 МПа при работе на различных уровнях мощности (табл. 4). Вне зависимости от этого спектральные и другие нейтронно-физические характеристики, необходимые для воспроизведения характеристик энергетического реактора ВВЭР-СКД, определяются только объемом активной зоны и составом топлива и не зависят от уровня мощности, на которой в каждом конкретном эксперименте будет работать МТИР-СКД.

**Характеристики МТИР-СКД объемом 500 литров при работе на различных уровнях мощности**

Параметр	Этапы эксплуатации МТИР-СКД		
	100	30	10
Мощность, МВт	100	30	10
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	249	74,7–249	24,9–249
Изменение температуры теплоносителя в активной зоне ( $\Delta T = T_{\text{выхода}} - T_{\text{входа}}$ ), °C	47,0	47,8–9,4	47,8–2,56
Отношение скорости реакции захвата к скорости деления на Pu-239 ( $\alpha$ ) в центральной ТВС	0,40	0,41–0,43	0,41–0,44
Содержание плутония в топливе, %	29	29	29
Максимальная температура топлива, °C	1360	701	550

Принималось во внимание, что работа реактора на уровнях мощности, отличных от номинальных, приведет к изменению критичности. Это связано преимущественно с ростом средней плотности теплоносителя в активной зоне при снижении уровня мощности, а также снижением температуры топлива. Предполагается, что при работе МТИР-СКД на мощности 100 МВт реактор является критическим, при работе на пониженных уровнях мощности (30 и 10 МВт) появляется небольшая избыточная надкритичность (0,52 и 0,7% соответственно) за счет высвобождающейся реактивности от доплер-эффекта при снижении температуры топлива. Эта избыточная надкритичность может быть полностью скомпенсирована штатными органами регулирования.

Концепция поэтапного обоснования увеличения мощности МТИР-СКД предполагает отсроченное пошаговое подключение паротурбинной установки к совместной работе с реакторной установкой (рис. 4).



Рис. 4. Поэтапное освоение мощности реактора МТИР-СКД

На начальной стадии тепло, производимое в реакторе, будет сбрасываться через промежуточные теплообменники и градирню в окружающую среду (см. рис. 4). После успешной тестовой стадии работы реактора на пониженных линейных нагрузках и апробации оборудования реакторной установки будет осуществляться переход к следующей стадии исследований.

При работе реактора на мощности 30 МВт проводятся аналогичные исследования работы на повышенных линейных нагрузках в центральной петлевой установке, а также выполняется первый этап программы исследований совместной работы реакторной установки и паротурбинной установки в составе ЯЭУ МТИР-СКД. На этом этапе в начале работы производимое тепло будет продолжать сбрасываться в окружающую среду, а затем будет освоено подключение турбины низкого давления и проведение испытаний и наладки оборудования паротурбинной установки (ПТУ) на 30% от номинальной мощности ПТУ (100 МВт). С этого момента градирни выполняют функции отвода сбросного тепла ПТУ низкого и высокого давления, а также системы аварийного отвода тепла (см. рис. 4).

После этого реактор поэтапно переводится на мощность 50 и 100 МВт. На этих стадиях будут сначала отработаны все режимы эксплуатации турбины низкого давления, а затем турбины высокого давления и в последствии совместной работы ПТУ высокого и низкого давления вместе. После отработки эксплуатации РУ и ЯЭУ на максимальной мощности 100 МВт в дальнейшем могут быть задействованы 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.

При работе реактора на мощности 10–100 МВт на первом этапе проводятся экспериментальные исследования процессов, характерных для энергетического реактора ВВЭР-СКД. Устанавливаются пределы нормальной эксплуатации и определяются режимы нормальной эксплуатации реактора. Далее проводятся экспериментальные исследования технологий различных режимов циркуляции СКД теплоносителя в условиях нейтронного поля, что позволит решать задачи не только проекта реактора ВВЭР-СКД, но и других проектов реакторов с водяным СКД-теплоносителем. В центральной петлевой установке могут быть проведены эксперименты с фазовым переходом теплоносителя при прохождении его через активную зону реактора. Наличие периферийного петлевого канала, размещенного на месте семи ТВС, позволит организовать моделирование процессов СКД реактора с двухходовой схемой циркуляции теплоносителя.

Надежность и безопасность работы МТИР-СКД обеспечивается заранее заложенными в конструкцию реактора запасами на максимальный уровень мощности. При постадийном переходе с одной уже обоснованной пониженной проектной мощности на другую – большую – проектную мощность проводится разработка необходимых обоснований в соответствии с проектной документацией с учетом опыта работы на предыдущем режиме пониженной мощности. Таким образом, обеспечиваются

- непрерывность исследований – после накопления опыта работы на низкой мощности не требуется строительства нового реактора, происходит замена топлива активной зоны в том же корпусе, что обеспечивает отсутствие временных задержек на строительство реактора, РУ и ЯЭУ, а также здания и вспомогательных инженерных систем для следующего мощностного диапазона для продолжения испытаний;

- единство методов и средств измерения, непрерывность измерений, что повышает сопоставимость и представительность результатов измерений, которые выполняются на одном (или однотипном) оборудовании;

- непрерывность накопления информации по радиационным повреждениям корпуса и внутрикюпусных конструкций, обеспечиваемая тем, что образцы-свидетели устанавливаются с самого начала эксплуатации реактора;

- отсутствие необходимости использования нескольких производственных площадок, так как вся экспериментальная программа сосредоточена на одной площадке.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для решения задач экспериментального обоснования развития направления ВВЭР-СКД предлагается концепция ядерной энергетической установки на базе реактора МТИР-СКД, эксплуатация которого разделяется на две стадии: тестовая и исследовательская.

Предварительно с помощью расчетных исследований показано, что вне зависимости от уровня мощности, на котором работает реактор, при выбранном объеме активной зоны 500 литров спектральные характеристики изменяются несущественно, а появляющаяся избыточная реактивность может быть скомпенсирована в полной мере органами регулирования СУЗ.

На тестовой стадии предлагается концепция поэтапного освоения мощности от МКУ до 100 МВт для обеспечения безопасного обоснования принятых проектных решений МТИР-СКД.

В связи с отсутствием референтности работы твэлов активной зоны МТИР-СКД на параметрах энерговыделения, характерных для энергетического реактора ВВЭР-СКД, апробация и обоснование работоспособности твэлов активной зоны МТИР-СКД при последовательном повышении энерговыделения должны проводиться в центральном петлевом канале. На тестовой стадии исследования МТИР-СКД должно быть проведено обоснование устойчивой совместной работы реакторной и паротурбинной установок.

Таким образом, сооружение МТИР-СКД позволит создать отечественную экспериментальную базу для проведения широкого перечня экспериментов по обоснованию безопасности, апробированию основного оборудования ЯЭУ, а также по экспериментальному подтверждению основных положений, которые закладываются в концепции перспективных легководных реакторов.

### Благодарность

Работа выполнена при финансовой поддержке АО «Концерн Росэнергоатом».

### Литература

1. Алексеев П.Н., Ковалишин А.А., Седов А.А. и др. Развитие технологии ВВЭР на базе энергетических реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2023. – № 1. – С. 48–63. – EDN: EXYEZU.
2. Внуков Р.А., Котов Я.А., Невиница В.А., Колесов В.В., Бландинский В.Ю., Лапин А.С., Кузенкова Д.С., Фомиченко П.А., Михайлов Г.М., Коробейникова Л.В., Бурьевский И.В., Стогов В.Ю., Шагинян Р.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В. Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС. // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. – 2023. – Вып. 1. – С. 117–129.
3. Седов А.А., Поляков П.С., Пустовалов С.Б., Паршин В.В., Симонов С.С. Основные результаты тестовых испытаний замкнутого контура с естественной циркуляцией легководного теплоносителя при сверхкритическом давлении. // Теплоэнергетика. – 2023. – № 3. – С. 73–86. DOI: <https://doi.org/10.56304/S0040363623030074>
4. Бландинский В.Ю., Колесов В.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Седов А.А., Фролов А.А., Пустовалов С.Б., Щуровская М.В., Симонов С.С., Песня Ю.Е., Трофимчук В.В., Насонов В.А., Жемков И.Ю. Особенности изменения изотопного состава опытных твэлов реактора типа ВВЭР-СКД при последовательном облучении в быстром и тепловом спектре нейтронов. // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2022. – Вып. 2. – С. 90–96.
5. Седов А.А., Бландинский В.Ю., Котов Я.А., Кузенкова Д.С., Лапин А.С., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Степанов А.С., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Фонарев Б.И., Фролов А.А. Концепция

ядерной энергетической установки на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров. // Теплоэнергетика. – 2023. – № 5. – С. 5–22. DOI: <https://doi.org/10.56304/S0040363623050065>

6. Лапин А. С., Бландинский В.Ю. Обоснование выбора мощности многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя / Безопасность АЭС и подготовка кадров: Тезисы докладов, Обнинск, 26–27 октября 2023 года. – Обнинск: ООО «Оптима-Пресс», 2023. – С. 78–79.

7. Лапин А.С., Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Волков Ю.Н. О концепции обеспечения ядерной безопасности МТИР-СКД. // Глобальная ядерная безопасность. – 2024. – 14(2). – С. 5–19. DOI: <https://doi.org/10.26583/gns-2024-02-01>

Поступила в редакцию 04.04.2024

### Авторы

Лапин Антон Сергеевич, лаборант-исследователь,

E-mail: [Lapin\\_AS@nrcki.ru](mailto:Lapin_AS@nrcki.ru)

Бландинский Виктор Юрьевич, ученый секретарь, к.т.н,

E-mail: [Blandinskiy\\_vy@nrcki.ru](mailto:Blandinskiy_vy@nrcki.ru)

Невиница Владимир Анатольевич, руководитель отделения, к.т.н.,

E-mail: [Neviniza\\_VA@nrcki.ru](mailto:Neviniza_VA@nrcki.ru)

Пустовалов Станислав Борисович, начальник отдела, к.т.н.,

E-mail: [Pustovalov\\_SB@nrcki.ru](mailto:Pustovalov_SB@nrcki.ru)

Седов Алексей Александрович, заместитель руководителя отделения,

E-mail: [Sedov\\_AA@nrcki.ru](mailto:Sedov_AA@nrcki.ru)

Субботин Станислав Анатольевич, начальник отдела, к.т.н.,

E-mail: [Subbotin\\_SA@nrcki.ru](mailto:Subbotin_SA@nrcki.ru)

Фомиченко Петр Анатольевич, заместитель руководителя комплекса,

E-mail: [Fomichenko\\_PA@nrcki.ru](mailto:Fomichenko_PA@nrcki.ru)

UDC: 621.039.5

### Neutronic Peculiarities of the MTIR-SKD Reactor as an Experimental Base for Testing Advanced Light-Water Reactor Technologies

Lapin A.S.<sup>1, 2</sup>, Blandinsky V.Yu.<sup>1</sup>, Nevinitsa V.A.<sup>1</sup>, Pustovalov S.B.<sup>1</sup>, Sedov A.A.<sup>1</sup>, Subbotin S.A.<sup>1</sup>, Fomichenko P.A.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Kurchatov Institute NRC,

1 Akademiya Kurchatova Sq., 123182 Moscow, Russia

<sup>2</sup> MEPHI,

31 Kashirskoe sh., 115409 Moscow, Russia

### Abstract

The nuclear power system has faced a challenging issue of significantly improving the characteristics of nuclear fuel breeding while maximizing the advantages of the technology of vessel-type pressurized water reactors used extensively in nuclear power. This is possible via switching to supercritical coolant parameters. An increase in production of fissile nuclides, as compared with traditional pressurized water reactors, is achieved by switching to a harder neutron spectrum due to reducing greatly the coolant density and using a dense fuel lattice. A necessary condition for the VVER-SKD design development is the establishment of an experimental base.

A multipurpose test research reactor, MTIR-SKD, is the potential testing ground for the reactor technology, and for new structural and fuel materials and fuel rods. The paper presents the key characteristics of the MTIR-SKD reactor, as well as the potential MTIR-SKD applications at different stages of its operation (testing and research). A concept is proposed at the initial stage for the reactor phased rise to power, which will make it possible to justify the efficiency of the MTIR-SKD fuel with increased linear loads through experiments in the independent central loop channel. This concept also involves phased validation and study of the joint operation of the reactor plant and the steam turbine plant as part of the MTIR-SKD nuclear power plant. At the research stage of operation, safe operating limits need to be defined, and the choice of normal operating modes for the VVER-SKD power reactor justified, and experimental studies need to be undertaken to investigate the behavior of structural materials and fuel compositions as part of experimental fuel rods for the advanced light-water reactor cores with different neutron spectra. Long-term irradiation of experimental fuel rods is planned to be carried out in the MTIR-SKD's independent peripheral loop channel, and experimental simulation of emergency processes to be performed in the reactor's central loop channel.

This paper deals with the issues to be addressed prior to starting the VVER-SKD power reactor design. Issues have been identified that can be fully or partially solved at effective facilities, as well as the applications for the MTIR-SKD prototype reactor. The paper presents the key characteristics of the MTIR-SKD reactor, and describes in detail the concept for the phased development of the research reactor capabilities and phased rise to power.

**Keywords:** VVER-SKD, MTIR-SKD, light-water reactor, supercritical coolant parameters, test reactor, research reactor.

**For citation:** Lapin A.S., Blandinsky V.Yu., Nevinitza V.A., Pustovalov S.B., Sedov A.A., Subbotin S.A., Fomichenko P.A. Neutronic Peculiarities of the MTIR-SKD Reactor as an Experimental Base for Testing Advanced Light-Water Reactor Technologies. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2024, no. 3, pp. 18–31; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02> (in Russian).

### References

1. Alekseev P.N., Kovalishin A.A., Sedov A.A., Andrianova E.A., Blandinsky V.Yu., Kolesov V.V., Kotov Ya.A., Nevinitza V.A., Pustovalov S.B., Simonov S.S., Subbotin S.A., Fomichenko P.A., Fonarev B.I., Chistov A.S., Shmelev A.N. Development of VVER technology based on power reactors with a light-water coolant of supercritical parameters. *VANT. Ser. Physics of Nuclear Reactors*. 2023, iss. 1, pp. 48–63. EDN: EXYEZU (in Russian).
2. Vnukov R.A., Kotov Ya.A., Nevinitza V.A., Kolesov V.V., Blandinsky V.Yu., Lapin A.S., Kuzenkova D.S., Fomichenko P.A., Mikhailov G.M., Korobeynikova L.V., Buryevsky I.V., Stogov V.Yu., Shaginyan R.A., Eliseev V.A., Gulevich A.V. Evaluation of the possibility of performing an experiment for VVER-SKD zones at the BFS facility. *Problems of atomic science and technology. Series: nuclear and reactor constants*. 2023, iss. 1, pp. 117–129 (in Russian).
3. Sedov A.A., Polyakov P.S., Pustovalov S.B., Parshin V.V., Simonov S.S. The main results of the trial tests of a closed circuit with natural circulation of a light-water coolant under supercritical pressure. *Thermal Power Engineering*. 2023, vol. 70, iss. 3, pp. 223–235. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040601523030072>
4. Blandinsky V.Yu., Kolesov V.V., Nevinitza V.A., Fomichenko P.A., Sedov A.A., Frolov A.A., Pustovalov S.B., Shchurovskaya M.V., Simonov S.S., Pesnya Yu.E., Trofimchuk V.V., Nasonov V.A., Zhemkov I.Yu. Features of changing the isotopic composition of experimental reactor fuel rods of the VVER-SKD type under sequential irradiation in the fast and thermal neutron spectrum. *VANT. Ser. Physics of Nuclear Reactors*. 2022, iss. 2, pp. 90–96 (in Russian).

5. Sedov A.A., Blandinsky V.Yu., Kotov Ya.A., Kuzenkova D.S., Lapin A.S., Nevinitsa V.A., Pustovalov S.B., Stepanov A.S., Subbotin S.A., Fomichenko P.A., Fonarev B.I., Frolov A.A. The concept of a nuclear power unit on the basis of a low-power multipurpose test research reactor with supercritical light-water coolant. *Thermal Power Engineering*. 2023, vol. 70, iss. 5, pp. 323–338.  
DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040601523050063>

6. Lapin A.S., Blandinsky V.Yu. Justification for choosing the power of a multipurpose test research reactor with supercritical parameters of a light-water coolant. *NPP safety and personnel training: Abstracts, Obninsk, October 26-27, 2023*. Obninsk, Optima-Press LLC, 2023, – pp. 78–79 (in Russian).

7. Lapin A.S., Blandinsky V.Yu., Nevinitsa V.A., Fomichenko P.A., Volkov Yu.N. MTIR-SCP nuclear safety concept. *Global nuclear safety*. 2024, no. 15(2), pp. 5–19. DOI: <https://doi.org/10.26583/gns-2024-02-01> (in Russian).

### Authors

Anton S. Lapin, laboratory researcher,

E-mail: [Lapin\\_AS@nrcki.ru](mailto:Lapin_AS@nrcki.ru)

Viktor Yu. Blandinsky, scientific secretary, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [Blandinskiy\\_vy@nrcki.ru](mailto:Blandinskiy_vy@nrcki.ru)

Vladimir A. Nevinitsa, Head of the division, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [Neviniza\\_VA@nrcki.ru](mailto:Neviniza_VA@nrcki.ru)

Stanislav B. Pustovalov, Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [Pustovalov\\_SB@nrcki.ru](mailto:Pustovalov_SB@nrcki.ru)

Alexey A. Sedov, deputy head of the division,

E-mail: [Sedov\\_AA@nrcki.ru](mailto:Sedov_AA@nrcki.ru)

Stanislav A. Subbotin, Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [Subbotin\\_SA@nrcki.ru](mailto:Subbotin_SA@nrcki.ru)

Pyotr A. Fomichenko, deputy head of complex,

E-mail: [Fomichenko\\_PA@nrcki.ru](mailto:Fomichenko_PA@nrcki.ru)