

Расчетное исследование экспериментальных возможностей реактора МТИР-СКД

А.С. Лапин^{1,2}, В.Ю. Бландинский¹, В.А. Невиница¹, С.Б. Пустовалов¹, А.А. Седов¹,
С.А. Субботин¹, П.А. Фомиченко¹

¹ НИЦ «Курчатовский институт»,
123182, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

² НИЯУ МИФИ,
115409, г. Москва, Каширское ш., 31

Реферат. Для решения задач разработки и проектирования реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов и легководным теплоносителем сверхкритических параметров предложена концепция многоцелевого тестового исследовательского реактора МТИР-СКД. Эксплуатация реактора МТИР-СКД планируется в две стадии: тестовая и исследовательская. Рассматривается вторая (исследовательская) стадия эксплуатации экспериментального реактора МТИР-СКД, целью которой является проведение исследований для действующих и перспективных легководных реакторов. Драйверная активная зона МТИР-СКД обеспечивает быстрый спектр нейтронов с возможностью его локального затепления в импульсных устройствах и автономных петлевых каналах. Предусматривается размещение облучательных каналов в центре и на периферии активной зоны, а также вместо кассет сменного отражателя реактора. Облучательные каналы и автономные петли МТИР-СКД будут обеспечивать широкие возможности как по проведению исследований воздействия облучения нейтронами различных материалов, так и по отработке различных конструкций ТВС, условий эксплуатации (температуры, давления), а также исследования переходных и аварийных процессов. В петлях МТИР-СКД могут облучаться экспериментальные сборки с различными видами топлива, конструкционных и поглощающих материалов, с различной температурой входа теплоносителя (от 250 до 450°C) и, следовательно, его входной плотностью (от 800 до 100 кг/м³ соответственно), обеспечивая разные варианты спектра нейтронов в экспериментальной ТВС от теплового до быстрого. МТИР-СКД позволяет проводить эксперименты по повышению мощности, моделированию аварийных процессов, в том числе реактивных аварий (RIA). Мощный основной и страховочный корпуса автономных петлевых каналов дают возможность также моделировать в этих каналах аварийные ситуации с потерей давления типа LB LOCA и SB LOCA. Периферийный автономный петлевой канал позволит проводить эксперименты по моделированию альтернативных концепций реакторов с СКД-параметрами теплоносителя: одноконтурной с псевдофазовым переходом в активной зоне (ВВЭР-СКД-1700), а также с естественной циркуляцией теплоносителя в активной зоне (СКДИ). Кроме того периферийный канал позволяет проводить ускоренное

облучение твэлов действующих реакторов ВВЭР с учетом воспроизведения соотношения между скоростями набора повреждающей дозы и выгорания.

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. Расчетное исследование экспериментальных возможностей реактора МТИР-СКД. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;1:7–23. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.1.01>

Введение

В рамках реализации Подпрограммы НИОКР на 2019 – 2028 гг. «Разработка технологий корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД)» НИЦ «Курчатовский институт» совместно с соисполнителями разработал концепцию ядерной энергетической установки (ЯЭУ) на базе энергетического реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов и легководным теплоносителем сверхкритических параметров [1]. Для экспериментального обеспечения решения задач разработки и проектирования данного реактора предложена концепция многоцелевого тестового исследовательского реактора МТИР-СКД [2].

Ввиду отсутствия референции работы реакторных установок со сверхкритическим водяным теплоносителем на первой стадии исследований МТИР-СКД должен эксплуатироваться как экспериментальный реактор. Согласно [3], экспериментальный реактор – это ядерный реактор, предназначенный для использования в качестве объекта исследований для получения данных по физике и технологии реакторов, необходимых для проектирования и разработки реакторов подобного типа или их составных частей.

После реализации целей и задач первого этапа, связанных с тестовой демонстрацией физических процессов и специальных технологий и оборудования РУ и ЯЭУ [4], на втором этапе МТИР-СКД будет работать в качестве исследовательского реактора. Основным его назначением на этом этапе будет проведение облучений объектов исследования в среде легководного теплоносителя сверхкритических параметров (твэлов, образцов конструкционных материалов, мишеней и т.п.), а также моделирование переходных и аварийных процессов в автономных герметичных реакторных петлях МТИР-СКД (выход на рабочие параметры, маневренные режимы, останов реактора, набросы мощности, режимы со снижением и сбросом давления теплоносителя, реактивностные аварии и т.д.).

Данная статья посвящена исследовательской стадии эксплуатации МТИР-СКД. В ней рассмотрены экспериментальные возможности реактора для решения задач различных концепций СКД-реакторов, а также задач действующих легководных реакторов.

Особенности петлевых каналов исследовательских реакторов

Имеется успешный опыт эксплуатации петлевых каналов на различных исследовательских реакторах.

В реакторе МР (многопетлевом материаловедческом реакторе) использовалось два принципиально разных типа петлевых каналов: с организацией циркуляции прямоточно

или по схеме Фильда [5 – 6]. Особенностью реактора является расположение самого канала и всех коммуникаций в бассейне с холодной водой, что требует хорошей изоляции высокотемпературных контуров. Петли, в которых теплоносителем является вода, оснащены системой фильтров для улавливания продуктов коррозии контура и продуктов деления ядерного топлива.

Исследования на петлях реактора МР проводились по целому ряду направлений. Интерес для направления СКД представляют

- исследование влияния тепловых нагрузок на работоспособность твэлов;
- ресурсные испытания твэлов с достижением высоких выгораний при различных водно-химических режимах;
- материаловедческие исследования конструкционных материалов.

Известна конструкция петлевого канала типа Фильда для испытаний твэлов в исследовательском ядерном реакторе МИР.М1 [7], содержащем размещенные коаксиально вакуумный чехол, корпус канала, разделитель потока теплоносителя, внутри которого устанавливаются испытываемые твэлы. Реактор МИР.М1 спроектирован для испытаний опытных твэлов, ТВС и конструкционных материалов ядерных установок различного назначения (транспортных, энергетических), работающих при различных нагрузках в разных средах (газ, вода, жидкие металлы, органические соединения). По физическим особенностям реактор является канальным и, как и реактор МР, размещен в бассейне с водой.

В реакторе МИР.М1 разработаны различные экспериментальные устройства для испытания топлива ядерных энергетических установок. Для реакторов СКД интерес представляют следующие облучательные устройства [8]:

- разборные устройства для испытаний твэлов в режимах скачкообразного и циклического изменения мощности посредством перемещаемых экранов или твэлов;
- инструментированные устройства для испытаний одиночных твэлов и фрагментов ТВС с моделированием условий проектной аварии с потерей теплоносителя (LOCA);
- инструментированные устройства для испытаний с моделированием условий проектной аварии с вводом положительной реактивности (RIA);
- устройства для исследования поведения негерметичных твэлов;
- устройства для испытаний конструкционных материалов и элементов тепловыделяющих сборок водоохлаждаемых реакторов.

Исследовательский реактор СМ – это корпусной высокопоточный реактор с промежуточным спектром нейтронов, теплоносителем в котором является вода под давлением. Реактор СМ оснащен широким набором экспериментальных устройств, в том числе в его составе эксплуатируются две петлевые установки: низкотемпературная (ПУ ВП-1) и высокотемпературная (ПУ ВП-3) [9–12]. ПУ ВП-1 предназначена для испытаний опытных тепловыделяющих элементов, облучения образцов конструкционных и поглощающих материалов, а также для получения изотопной продукции. ПУ ВП-3 предназначена для проведения исследований работоспособности тепловыделяющих элементов реакторов различных типов, изучения выхода продуктов деления из негерметичных твэлов и способов удаления их из первого контура, материаловедческих исследований конструкционных и поглощающих материалов.

Для реактора СМ изменение мощности любого канала связано с изменением мощности всего реактора, а для некоторых каналов – и с изменением положения стержней СУЗ. Поэтому изменение мощности реактора СМ не может быть применено

для регулирования во всех случаях, особенно при увеличении мощности выше заданной в данной кампании реактора. Следовательно, ошибка для одного или нескольких каналов в выборе содержания горючего (в большую сторону) приводит к снижению параметров облучения в других каналах и снижению эффективности работы реактора СМ в целом.

Таким образом, в петлевых устройствах реактора СМ реализуются или могут быть реализованы стационарные процессы, связанные, в основном, с изучением свойств конструкционных материалов и наработкой радионуклидов.

Особого внимания заслуживает реактор Жюля Горовица (Франция). Его особенность заключается в использовании петлевого контура облучения топлива, называемого ADELIN (усовершенствованное устройство для экспериментов с облученными до предела ядерными тепловыделяющими элементами), специально предназначенного для изучения поведения топливных стержней при переходных процессах с повышением мощности. Устройство ADELIN будет выполнять разные типы повышений мощности – от медленных до высоких скоростей, от низких до очень высоких изменений мощности на различных типах топлива. Основная особенность испытательного устройства заключается в предоставлении хорошо охарактеризованных тестов ramps, позволяющих определить пороги разрушения твэлов [13].

Данный контур облучения топлива состоит из двух частей: внутри активной зоны, расположенной в бассейне реактора, и части, расположенной в зоне экспериментов. Внутренняя часть включает в себя устройство для облучения, подводные трубопроводы и жидкостные и электрические соединения через экспериментальные проходы в бассейне. Внешняя часть состоит из жидкостного контура, герметичного бункера и соединения контура с инженерными коммуникациями объекта реактора. Жидкостный контур оснащен циркуляционным насосом, позволяющим обеспечить циркуляцию охлаждающей воды по направлению к устройству и достичь требуемых теплогидравлических условий на входе в испытательный канал (270°C, 200 г/с).

Кроме этого имеются подвижные устройства, способные вдвигать и выдвигать облучаемую конструкцию к центру активной зоны, позволяя моделировать реактивные аварии и другие динамические процессы. Не меньшего внимания заслуживают облучательные устройства, в которых можно испытывать твэлы на разрушение, изучать радиационную коррозию, проводить трансмутацию минорных актиноидов, исследовать материалы перспективных реакторов при высоких значениях температур и нейтронных потоков [14].

В настоящее время в России сооружается исследовательский реактор с быстрым спектром нейтронов МБИР [15–16]. В проектом варианте реактора предусмотрено 20 облучательных каналов, в том числе один центральный петлевой канал (ЦПК, занимает семь ячеек), два периферийных петлевых канала, 14 инструментованных каналов, три ячейки для установки сборок для наработки радионуклидов. Особенностью начального этапа работы реактора МБИР является отсутствие петлевых каналов, которые представляют собой сложные технические сооружения. Имеется вероятность, что в начальный период эти установки еще не будут готовы к эксплуатации, однако ячейки, в которых размещаются эти каналы, должны быть заполнены. В этом смысле особо важен центральный петлевой канал, занимающий семь ячеек в центре активной зоны. Использовать все эти ячейки под облучательные сборки нецелесообразно из-за их

сильного влияния друг на друга. Чтобы исключить это влияние, предлагается разместить в ячейках ЦПК три дополнительных облучательных сборки и четыре штатных ТВС.

Центральный петлевой канал (ЦПК)

Центральный петлевой канал реактора МТИР-СКД на уровне твэльной части активной зоны состоит из цилиндрического корпуса петлевого канала, в котором размещается цилиндрическое облучательное устройство. Между корпусом облучательного устройства и корпусом петлевого канала циркулирует гелий для компенсации разности давлений и охлаждения корпуса облучательного устройства. Внутреннее пространство облучательного устройства может иметь различное наполнение. Максимально в таком канале могут размещаться до семи твэлов со стандартным шагом размещения (рис. 1). Циркуляция теплоносителя внутри облучательного устройства осуществляется по схеме Фильда (опускное течение теплоносителя в периферийном кольцевом канале и подъемное течение в пучке твэлов).

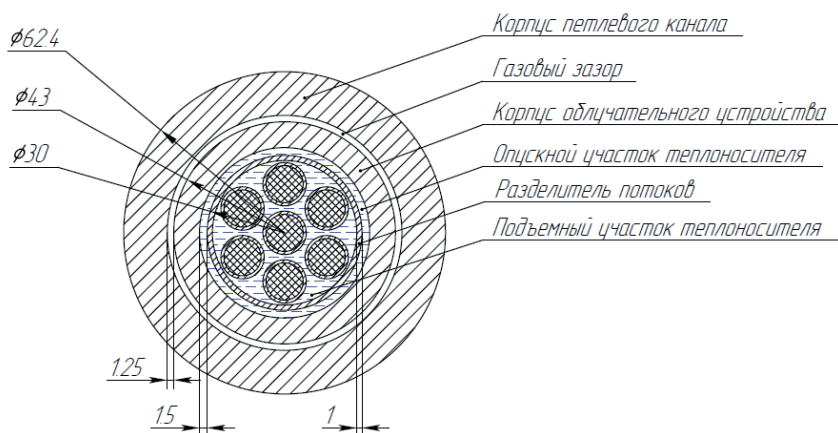


Рис. 1. Конструкция центрального петлевого канала МТИР-СКД

Для обоснования безопасности реактора в условиях протекания аварий с потерей теплоносителя (ЛОСА) или попадания теплоносителя высокой плотности в активную зону необходимо проведение экспериментального моделирования такого рода аварийных процессов. В качестве подтверждения возможности экспериментального моделирования аварий и переходных процессов в центральном петлевом канале, предполагающих изменение плотности теплоносителя, проведены расчеты распределения плотности потока нейтронов и линейной нагрузки для твэлов, расположенных в активной зоне реактора в непосредственной близости к петлевому каналу и в самом петлевом канале для топлива с содержанием плутония 22% и обогащением урана 0,1 и 20% при различных плотностях теплоносителя.

Необходимо отметить, что при заливе теплоносителем плотностью 1 г/см³ пространства внутри центрального канала, окружающего опытные твэлы (при содержании урана в них 0,1 или 20%), в соседних с петлевым каналом твэлах драйвера активной зоны происходит рост энерговыделения на 12 и 13% соответственно. При этом в са-

мом петлевом канале максимальная линейная нагрузка возрастает более чем в два раза (рис. 2).

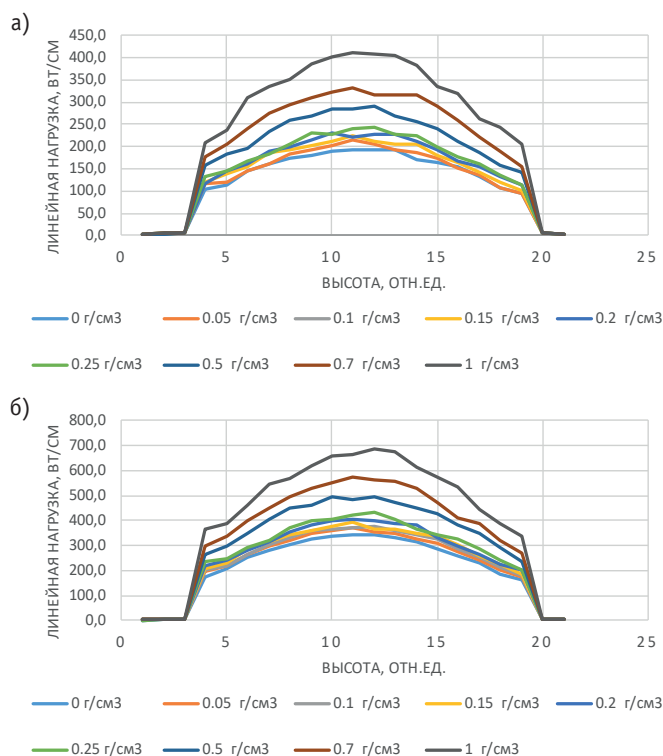


Рис. 2. Распределение линейной нагрузки по высоте твэлов центрального петлевого канала при различной плотности теплоносителя в нем с обогащением урана в экспериментальных твэлах а) 0,1%, б) 20%

Для экспериментального моделирования аварийных и переходных процессов необходимо достижение в экспериментальных твэлах, размещенных в центральном петлевом канале (ЦПК), повышенных по сравнению со штатным топливом значений энерговыделения. В силу того, что максимальная линейная нагрузка энергетического реактора ВВЭР-СКД находится на уровне 300 Вт/см, а в облучательном устройстве петлевого канала при стандартных значениях содержания плутония и обедненного урана, соответствующих топливу МТИР-СКД и ВВЭР-СКД, удастся достичь линейной нагрузки только 211 Вт/см, то для повышения энерговыделения необходимо повышать концентрацию делящихся материалов. Один из вариантов – это использование стандартных твэлов реактора МТИР-СКД с содержанием плутония 35% и выше. Однако в этом случае большинство экспериментов, проводимых в петлевом канале, могут быть непредставительными, поскольку топливо по химическому составу будет отличаться от стандартного топлива для реактора ВВЭР-СКД. Другой вариант – использование в топливе не отвального, а обогащенного урана. В этом случае удастся повысить линейную нагрузку путем увеличения делящихся нуклидов без изменения химических свойств топлива.

В качестве примера проведены расчеты распределения плотности потока нейтронов и линейного энерговыделения для экспериментальных твэлов, расположенных в центральном петлевом канале. Топливная композиция экспериментальных твэлов представляет собой МОКС-топливо с содержанием плутония 22%, а обогащение урана принимает значения 0,1, 5, 20, 50, 75 и 90%. Также рассмотрен вариант с размещением стальных имитаторов твэлов внутри петлевого канала для оценки его возмущений на поля плотности потока нейтронов и энерговыделения в МТИР-СКД. Зависимости аксиальных распределений линейного энерговыделения и плотности потока нейтронов в ЦПК от обогащения урана в топливе экспериментальных твэлов представлены на рис. 3, 4 соответственно.

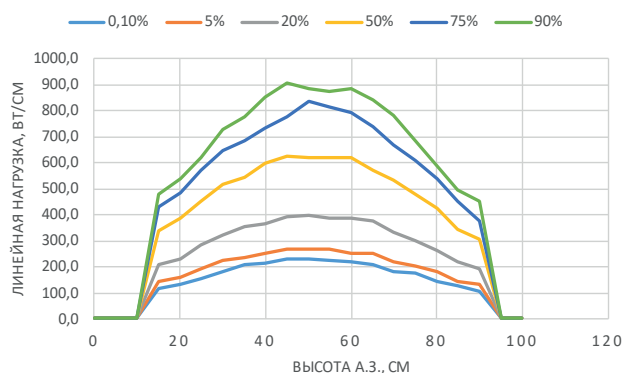


Рис. 3. Распределение линейной нагрузки по высоте твэла в ЦПК в зависимости от обогащения урана в топливе экспериментальных твэлов

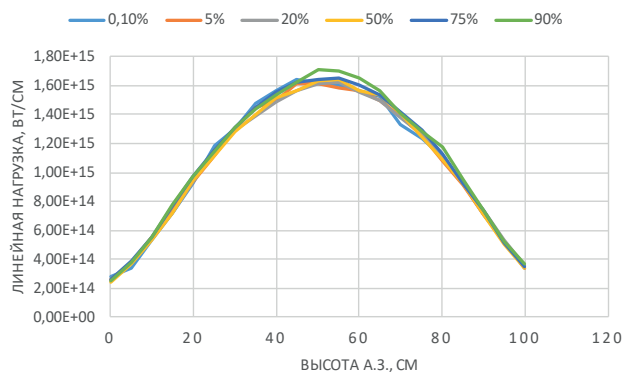


Рис. 4. Распределение плотности потока нейтронов по высоте ЦПК в зависимости от обогащения урана в топливе экспериментальных твэлов

Как видно из полученных зависимостей, в центральном петлевом канале возможно достижение максимальных линейных нагрузок порядка 900 Вт/см при использовании топлива в экспериментальных твэлах с подобным МТИР-СКД и ВВЭР-СКД химическим составом, т.е. при содержании плутония в МОКС-топливе 22% и обогащением урана 90%. Такие значения позволят проводить в ЦПК эксперименты со значительным повышением мощности и по циклическому изменению мощности.

Оценено влияние состава экспериментальных твэлов, размещенных в ЦПК, на параметры драйверных твэлов активной зоны, непосредственно граничащих с каналом. Определено, что линейная нагрузка по высоте твэла в активной зоне в случае использования в петлевом канале топлива с 90%-ным ураном по сравнению с использованием в канале стальных стержней увеличивается лишь на 2%.

Достижимые значения энерговыделения, прочный основной и страховочный корпус и небольшое количество опытных твэлов (не более семи) позволят проводить в ЦПК эксперименты по повышению мощности (power ramps), симуляции аварийных процессов, в том числе реактивных аварий (RIA), а также моделировать в этом канале аварийные ситуации с потерей давления типа LB LOCA и SB LOCA.

Периферийный петлевой канал (ППК)

Наряду с концепцией реактора ВВЭР-СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов существует ряд концептуальных предложений по легководным реакторам со сверхкритическими параметрами.

- ВВЭР-СКД-1700 – одноконтурная двухпетлевая реакторная установка с прямым преобразованием энергии с одно- и двухзаходной активной зоной с быстрорезонансным спектром нейтронов и петлевой компоновкой. На входе в активную зону поступает питательная вода с температурой 280–320°C, на выходе – перегретый пар с температурой 540°C и давлением 24,5 МПа [17].

- СКДИ-670 – двухконтурная реакторная установка с естественной циркуляцией теплоносителя с терморезонансным спектром нейтронов в интегральной компоновке. Внутриконтурные парогенераторы производят пар на турбину докритического давления. Давление теплоносителя в реакторе составляет 23,5 МПа, а температура 343–395°C [18].

Рассматриваемые концепции имеют ряд положений и нерешенных вопросов, которые требуют отдельных реакторных исследований. Указанные исследования могут быть проведены в периферийном петлевом канале реактора МТИР-СКД,

который представляет собой автономный канал с охлаждением по схеме Фильда, размещенный на периферии активной зоны и замещающий собой семь ТВС (рис. 5).

Периферийный петлевой канал дает возможность размещения большого количества твэлов, а также штатной ТВС МТИР-СКД, что должно обеспечить представительность экспериментов и минимизацию возмущений поля энерговыделения в ТВС, окружающих периферийный ПК.

В ППК также возможно облучение перспективных опытных твэлов с различными видами топлива и оболочечных материалов в широком диапазоне параметров легководного теплоносителя.

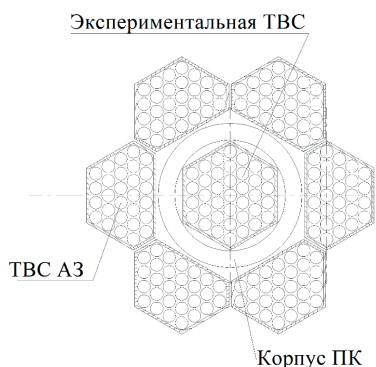


Рис. 5. Периферийный петлевой канал

Ампульные устройства (АУ)

Постановка ампульных устройств в МТИР-СКД позволит значительно повысить представительность экспериментов по облучению опытных твэлов в среде легководного СКД-теплоносителя за счет обеспечения требуемого спектра нейтронов, характерного для реакторов типа ВВЭР-СКД.

Активная зона реактора МТИР-СКД окружена шестью рядами сборок отражателя, представляющих собой пучок стальных стрежней в шестигранном чехле с размером «под ключ» таким же, как у ТВС. АУ можно установить в любую ячейку отражателя МТИР-СКД. Также можно рассмотреть возможность постановки АУ непосредственно в активную зону реактора вместо одной из ТВС за счет незначительного снижения длительности микрокампании или энергонапряженности.

Конструкция АУ может быть как изолированной, так и проточной и определяется условиями конкретного эксперимента. Внутри АУ может быть размещен пучок из семи опытных твэлов, окруженных трубой для разделения потоков теплоносителя на опускном и подъемном участках.

Рассмотрены три варианта постановки АУ в реактор: в ячейку отражателя на границе с активной зоной; в ячейку отражателя на границе с выгородкой; в ячейку активной зоны вместо одной из ТВС четвертого ряда.

Для предложенных вариантов оценено распределение по высоте флюенса быстрых нейтронов (с энергией больше 0,5 МэВ) и повреждающей дозы за 450 суток в оболочках твэлов. Рассмотрено два варианта объектов облучения: твэлы с МОКС-топливом и имитаторы со стальным сердечником.

Оболочки опытных твэлов в расчетной модели разбиты по высоте на слои высотой 10 см. В каждом слое оценены флюенс быстрых нейтронов и повреждающая доза.

Расчеты показывают, что при облучении данной конструкции АУ в течение 450-ти суток можно достигнуть флюенса быстрых нейтронов в диапазоне от $1,36 \cdot 10^{20}$ до $1,85 \cdot 10^{22}$ н/см² и набрать повреждающую дозу от 0,13 до 16 сна. Необходимо отметить, что МТИР-СКД не позиционируется как высокопоточный, поэтому в нем могут быть затруднены исследования с опережающим набором повреждающей дозы. Тем не менее, за счет большого бокового отражателя данный реактор позволит разместить большое количество облучательных устройств для обеспечения единовременного выполнения широкого спектра исследований.

Экспериментальные возможности МТИР-СКД для действующих легководных реакторов

С 80-х годов прошлого века актуальной проблемой является отсутствие достаточной стендовой и экспериментальной базы для обоснования безопасности действующих реакторов ВВЭР [19]. Это подтверждается проводимыми в то время работами по созданию реакторной установки ПРИМА для экспериментального моделирования проектных и запроектных аварий. Во второй половине 80-х годов из-за отсутствия финансовых средств работы были прекращены, поэтому единственными вариантами устранения отставания в исследованиях по безопасности топлива стало использование имеющихся в России исследовательских реакторов. Вследствие своих конструктивных

и физических особенностей эксперименты по исследованию безопасности топлива ВВЭР стали проводиться на реакторе МИР.М1, где и проводятся по настоящее время [20]. Однако данный реактор эксплуатируется с 1966 г., и альтернативы для проведения исследований, которые проводятся на реакторе МИР.М1, нет [21].

Реактор МТИР-СКД мог бы расширить круг исследований и повысить представительность получаемых экспериментальных данных для обоснования безопасности действующих легководных реакторов типа ВВЭР. Драйверная зона МТИР-СКД обеспечивает быстрый спектр нейтронов в целом с возможностью его локального затепления в облучательных устройствах и автономных петлевых каналах. Полный спектр экспериментов, в том числе по разрушению твэлов, может быть проведен в петлевых каналах реакторной установки. Функционал МТИР-СКД расширяет экспериментальные возможности, которыми обладает реактор МИР.М1.

Периферийный петлевой канал позволит проводить эксперименты по длительному облучению штатных твэлов активной зоны реактора ВВЭР в максимально приближенных к реальным условиям облучения. Конструкция канала позволяет создать максимально близкие к реактору ВВЭР условия облучения: температура и давление теплоносителя, шаг дистанционирования твэлов, материальный состав топлива и оболочки. Проведены расчетные исследования, в которых моделировалась группа твэлов, размещенных в кассете реактора ВВЭР-1000 и в периферийном канале реактора МТИР-СКД. Проведено сравнение спектра нейтронов, который формируется в реакторе ВВЭР-1000 и в объеме семи центральных твэлов, размещенных в петлевом канале МТИР-СКД. Сравнение представлено на рис. 6.

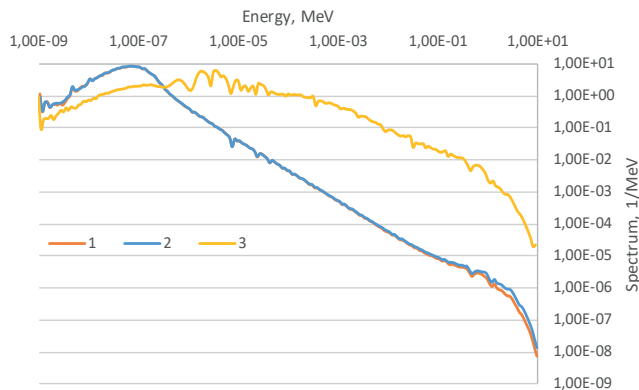


Рис. 6. Спектр нейтронов: 1 – периферийный петлевой канал МТИР-СКД с твэлами ВВЭР-1000; 2 – реактор ВВЭР-1000; 3 – реактор МТИР-СКД

Несмотря на достаточно быстрый спектр нейтронов в активной зоне МТИР-СКД конструкция и физические особенности периферийного петлевого канала позволяют получить в нем собственный спектр реактора ВВЭР-1000. Зона драйвера в этом случае является источником нейтронов.

Основным критерием представительности получаемых результатов при длительном облучении экспериментальных твэлов в петлевом канале МТИР-СКД является близость соотношения между скоростью набора повреждающей дозы на оболочке твэла и выгоранием топлива в твэле к этим же параметрам в реакторе ВВЭР. Проведены расчеты выгорания и скорости набора повреждающей дозы при облучении группы твэлов

в реакторе ВВЭР-1000 [22] и периферийном петлевом канале реактора МТИР-СКД. Результаты представлены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры облучения опытных твэлов в петлевом канале МТИР-СКД в сравнении с ТВС реактора ВВЭР-1000

Параметр	ВВЭР-1000	Петлевой канал МТИР-СКД
Скорость набора повреждающей дозы, сна/с	$5,35 \cdot 10^{-9}$	$7,25 \cdot 10^{-9}$
Скорость набора выгорания, (МВт·сут/кг)/с	$4,89 \cdot 10^{-9}$	$6,35 \cdot 10^{-9}$
Скорость набора повреждающей дозы, сна/(МВт·сут/кг)	$1,09 \cdot 10^{-2}$	$1,14 \cdot 10^{-2}$

Таким образом, как видно из полученных значений, в периферийном петлевом канале обеспечивается достаточно высокая степень соответствия с реактором ВВЭР-1000 соотношения скоростей набора повреждающей дозы и выгорания. При этом в петлевом канале МТИР-СКД абсолютные значения скоростей набора повреждающей дозы и выгорания выше, чем в реакторе ВВЭР-1000, что позволит проводить ускоренное облучение.

Центральный петлевой канал, имеющий мощные основной и страховочные корпуса, позволит проводить экспериментальное моделирование аварийных процессов, включая аварии с потерей теплоносителя, попаданием теплоносителя высокой плотности, а также проводить эксперименты по разрушению твэла.

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. В статье рассмотрены экспериментальные возможности МТИР-СКД при его эксплуатации на исследовательской стадии.

В центральном облучательном канале автономной реакторной петли при облучении опытных твэлов с 90%-но обогащенным по ²³⁵U 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 канале эксперименты по повышению мощности, моделированию аварийных процессов, в том числе реактивных аварий (RIA). Мощные основной и страховочный корпуса центрального канала и небольшое количество опытных твэлов (не более семи) дают возможность моделировать в этом канале аварийные ситуации с потерей давления типа LB LOCA и SB LOCA.

Периферийный петлевой канал дает возможность размещения большого количества твэлов, а также штатной ТВС МТИР-СКД, что должно обеспечить представительность экспериментов и минимизацию возмущений поля энерговыделения в ТВС, окружающих периферийный петлевой канал. Его экспериментальные возможности позволяют моделировать спектральные характеристики и параметры течения теплоносителя для

различных концепций перспективных реакторов, а также для действующих легководных реакторов типа ВВЭР.

В канале возможно облучение перспективных опытных твэлов с различными видами топлива и оболочечных материалов в широком диапазоне параметров легководного теплоносителя.

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. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2023;1:48–63. EDN: EXYEZU. URL: <https://elibrary.ru/exyezu> (дата обращения 20.10.2024).
2. 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;5:5–22. DOI: <https://doi.org/10.56304/S0040363623050065>
3. ГОСТ 23082-78. Реакторы ядерные. Термины и определения. URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200015295> (дата обращения 20.10.2024).
4. 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;3:18–31. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02>
5. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы: Учебное пособие для вузов. 2-е изд. М.: Энергоатомиздат. 1985, 278 с.
6. Алексеев А.В., Дреганов О.И., Ижutow А.Л., Киселева И.В., Шулимов В.Н. Результаты эксперимента «кризис стационарный» в канале реактора МИР. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2019;2:128–139. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.11>
7. Бемерт Ю., Юттнер К., Райнфрид Д. Эксперименты по моделированию скачкообразных изменений мощности для выявления повреждаемости твэлов ВВЭР. *Атомная энергия*. 1989;67(1):49–51. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1722/1702> (дата обращения 20.10.2024).
8. Бурукин А.В., Грачев А.Ф., Калыгин В.В., Овчинникова В.А., Смирнов В.П. Испытания в реакторе «МИР» твэлов ВВЭР в режимах со скачкообразным увеличением мощности. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2008;2:66–73. EDN: JTWNCJ. URL: <https://elibrary.ru/jtwncj> (дата обращения 20.10.2024).
9. Старков В.А., Федосеев В.Е., Шишин В.Ю. Моделирование условий и результаты петлевых испытаний модифицированных твэлов реактора СМ в обоснование их работоспособности. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2013;2:105–113. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.2.13>
10. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А., Святкин М.Н., Чечеткина З.И., Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Морозов А.В., Волков В.С. Основные итоги первого этапа модернизации активной зоны СМ. *Атомная энергия*. 2007;102(2):87–92. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2343> (дата обращения 20.10.2024).
11. Середкин С.В., Марихин Н.Ю., Калинина Н.К., Нагайцев В.Г., Белозерова А.Р. Испытания в реакторе СМ образцов сталей внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР. *Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.)*. Под общей редакцией В.В. Калыгина. Димитровград, 2020. С. 25–27. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050&selid=44077134> (дата обращения 20.10.2024).

12. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Калинина Н.К., Долгов А.И., Палачев П.С., Ильиных Г.А. Испытания перспективных материалов, топлива и элементов активных зон инновационных реакторов в исследовательской ядерной установке СМ. *Тезисы докладов XXII Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», 24–27 мая 2018 г.* Димитровград, 2022. С. 51–52. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=48594813> (дата обращения 20.10.2024).
13. Gaillot S., Diaz L., Dousson T., Waeckel N., Gay S., Vitry S., Delassalle F. Jules Horowitz reactor, France. Development of an experimental loop integrating an optimized irradiation process. *RRFM-IGORR 2016, Mar 2016, Berlin, Germany*. URL: <https://cea.hal.science/cea-02431790v1> (дата обращения 20.10.2024).
14. Console Camprini P., Sumini M., Artioli C., Gonnier C., Pouchin B., Sireta P., Bourdon S. Power transient analysis of fuel-loaded reflector experimental devices in Jules Horowitz Material Testing Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2016;94:541–554. ISSN 0306-4549. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.028>
15. Драгунов Ю.Г., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Лукасевич И.Б. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) – инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий. *Атомная энергия*. 2012;113(1):25–28. EDN: PQGFMP. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1355/1336> (дата обращения 20.10.2024).
16. Драгунов Ю.Г., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Романова Н.В., Третьяков И.Т., Святкин М.Н., Кочетков Л.А.. Экспериментальные возможности реактора МБИР. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС*. 2013;33:36–40. EDN: PYADSJ. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=18919057> (дата обращения 20.10.2024).
17. Глебов А.П., Баранаев Ю.Д., Московченко И.В., Кириллов П.Л. Развитие направления SCWR от концепции до тестового реактора. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2019;3:30–44. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-3-30-44>
18. Силин В.А., Семченков Ю.М., Алексеев П.Н., Митькин В.В., Зорин В.М., Хлопов Р.А. Проблемы перехода на сверхкритические параметры теплоносителя в ядерной энергетике. *Атомная энергия*. 2014;117(5):254–261. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/992> (дата обращения 20.10.2024).
19. Махин В.М. Реакторные испытания ТВС с твэлами ВВЭР для обоснования безопасности активной зоны в режимах проектных аварий с потерей теплоносителя. Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук. Нижний Новгород, 2005, 47 с. EDN: NKDQGV. URL: https://new-disser.ru/_avtoreferats/01003308307.pdf (дата обращения 20.10.2024).
20. Алексеев А.В., Бурукин А.В., Ижутов А.Л., Калыгин В.В., Киселев И.В., Овчинникова В.А., Шулимов В.Н. Программы и методы испытаний в исследовательском реакторе МИР твэлов водоохлаждаемых реакторов в условиях, моделирующих переходные и аварийные режимы. *Атомная энергия*. 2012;113(3):146–150. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1379/1360> (дата обращения 20.10.2024).
21. Романовский С.В., Свистунов В.А., Халяпин А.Ю. Опыт эксплуатации и экспериментальные возможности реакторных установок МИР и РБТ-10/2. *Тезисы докладов XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», 28–31 мая 2018 г.* Димитровград, 2018. С. 17–18. EDN: XOZUEH. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=35015293&pff=1> (дата обращения 20.10.2024).
22. OECD NEA 2002. A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark. URL: <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/nsc-doc2002-10.pdf> (дата обращения 20.10.2024).

Финансирование

Работа выполнена при финансовой поддержке АО «Концерн Росэнергоатом».

Поступила в редакцию 16.05.2024

После доработки 28.10.2024

Принята к опубликованию 31.01.2025

Авторы

Лапин Антон Сергеевич, младший научный сотрудник,

E-mail: Lapin_AS@nrcki.ru

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

E-mail: Blandinsky_vy@nrcki.ru

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

E-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru

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

E-mail: Pustovalov_SB@nrcki.ru

Седов Алексей Александрович, заместитель руководителя отделения,

E-mail: Sedov_AA@nrcki.ru

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

E-mail: Subbotin_SA@nrcki.ru

Фомиченко Петр Анатольевич, заместитель руководителя комплекса,

E-mail: Fomichenko_PA@nrcki.ru

UDC 621.039.5

Computational Study into the Experimental Capabilities of the MTIR-SKD Reactor

Lapin A.S.^{1,2}, Blandinsky V.Yu.¹, Nevinitza V.A.¹, Pustovalov S.B.¹, Sedov A.A.¹, Subbotin S.A.¹, Fomichenko P.A.¹

¹ Kurchatov Institute NRC,

1 Acad. Kurchatov Sq., 123182 Moscow, Russia

² MEPhI,

31 Kashirskoe Sh., 115409 Moscow, Russia

Abstract

Two stages of the MTIR-SKD reactor operation are planned: a test stage and a research stage. This paper considers the research stage of the MTIR-SKD experimental reactor operation, the purpose of which is to investigate current and advanced light-water reactors. The MTIR-SKD driver-type core provides a fast neutron spectrum with the possibility for the local warmup in ampoule devices and independent loop channels. Irradiation channels will be installed in the core center and periphery, as well as instead of the reactor's changeable reflector cartridges. The MTIR-SKD irradiation channels and independent loops will provide ample opportunities both for undertaking a research on effects from neutron irradiation of different materials, and for testing a variety of fuel assembly designs and operating conditions (temperature, pressure, neutron spectrum), as well as for investigating transient and emergency processes. The MTIR-SKD channels can be used to irradiate different types of fuel, and structural and absorbing materials with different coolant inlet temperatures (from 250 to 450°C) and, consequently, its inlet density (from 800 to 100 kg/m³ respectively),

providing different neutron spectrum options for the experimental fuel assembly in a range from thermal to fast spectrum.

The MTIR-SKD allows experiments to increase power and simulate emergency processes, including reactivity accidents (RIA). The strong primary and safeguard vessels of the independent loop channels also make it possible to simulate loss-of-pressure emergencies of the LB LOCA and SB LOCA types.

The peripheral independent loop channel will allow undertaking experiments for simulation of alternative reactor concepts with reactors with SKD coolant parameters, such as a single-circuit concept with the pseudophase transition in the core (VVER-SKD-1700), and with natural coolant circulation in the core (SKDI). In addition, the peripheral channel allows accelerated irradiation of fuel rods used in current VVER reactors, taking into account the reproduction of the ratio between damage dose rates and burnup.

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. Computational Study into the Experimental Capabilities of the MTIR-SKD Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;1:7–23. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.1.01> (in Russian).

Reference

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. *Issues of atomic science and technology. Series: Physics of Nuclear Reactors*. 2023;1:48–63. EDN: EXYEZU. URL: <https://elibrary.ru/exyezu> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
2. Sedov A.A., Blandinskii V.Y., Kotov Ya.A., Kuzenkova D.S., Lapin A.S., Nevinitza 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 engineering*. 2023;70:323–338. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040601523050063>
3. GOST 23082-78. Nuclear reactors. Terms and definitions. URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200015295> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
4. Lapin A.S., Blandinsky V.Y., 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;3:18–31; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.3.02> (in Russian).
5. Bat G.A., Kochenov A.S., Kabanov L.P. Research nuclear reactors: A textbook for universities. 2nd ed. Moscow: Ergoatomizdat Publ., 1985, 278 p. (in Russian).
6. Alekseev A.V., Dreganov O.I., Izhutov A.L., Kiseleva I.V., Shulimov V.N. Outcomes of the “steady-state crisis” experiment in the MIR reactor channel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019;2:128–139. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.11> (in Russian).
7. Boehmert J., Juttner C., Reinfried D. Experiments on modeling jumplike changes in the power in order to determine damage to VVER fuel elements. *Atomic Energy*. 1989;67(1):551–554. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01126401>
8. Burukin A.V., Grachev A.F., Kalygin V.V., Ovchinnikova V.A., Smirnov V.P. Tests in the MIR reactor of VVER fuel rods in modes with an abrupt increase in power. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2008;2:66–73. EDN: JTWNCJ. URL: <https://elibrary.ru/jtwncj> (accessed 20.10.2024) (in Russian).

9. Starkov V.A., Fedoseev V.E., Shishin V.Yu. Simulation of loop test conditions for the modified SM reactor fuel rods and test results in justification of their performance. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2013;2:105–113; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.2.13> (in Russian).
10. Tsykanov V.A., Klinov A.V., Starkov V.A., Svyatkin M.N., Chechetkina Z.I., Kartashev E.F., Lukichev V.A., Morozov A.V., Volkov V.S. Main results of the first phase of the upgrade of the SM core. *Atomic Energy*. 2007;102(2):100–107. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-007-0015-1>
11. Seredkin S.V., Marikhin N.Yu., Kalinina N.K., Nagaytsev V.G., Belozeroва A.R. Testing in the SM reactor of steel samples of internal VVER reactor devices. *Scientific Annual Report of JSC SSC NIIAR (report on the main research carried out in 2019). Under the general edited by V.V. Kalygin*. Dimitrovgrad, 2020, p. 25–27. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050&selid=44077134> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
12. Izhutov A.L., Petelin A.L., Burukin A.V., Kalinina N.K., Dolgov A.I., Palachev P.S., Ilinykh G.A. Tests of promising materials, fuels and elements of active zones of innovative reactors in a research nuclear installation SEE. *Abstracts of the XXII Russian Conference "Safety of research nuclear installations", May 24–27, 2022*. Dimitrovgrad. 2022, pp. 51–52. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=48594813> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
13. Gaillot S., Diaz L., Dousson T., Waeckel N., Gay S., Vitry S., Delassalle F. Jules Horowitz reactor, France. Development of an experimental loop integrating an optimized irradiation process. *RRFM-IGORR 2016, Mar 2016, Berlin, Germany*. URL: <https://cea.hal.science/cea-02431790v1> (accessed Oct. 20, 2024).
14. Console Camprini P., Sumini M., Artioli C., Gonnier C., Pouchin B., Sireta P., Bourdon S. Power transient analysis of fuel-loaded reflector experimental devices in Jules Horowitz Material Testing Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2016;94:541–554. ISSN 0306-4549. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.028>
15. Dragunov Yu.G., Tretyakov I.T., Lopatkin A.V., Romanova N.V., Lukasevich I.B. MBIR multipurpose fast reactor–innovative tool for the development of nuclear power technologies. *Atomic Energy*. 2012;113(1):24–28. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9590-x>
16. Dragunov Yu.G., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Romanova N.V., Tretyakov I.T., Svyatkin M.N., Kochetkov L.A. Experimental capabilities of the MBIR reactor. *Issues of atomic science and technology. Series: Ensuring the safety of nuclear power plants*. 2013;33:36–40. EDN: PYADSJ. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=18919057> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
17. Glebov A.P., Baranaev Yu.D., Moskovchenko I.V., Kirillov P.L. SCWR development from concept to test reactor. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2019;3:30–44. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-3-30-44> (in Russian).
18. Silin V.A., Semchenkov Yu.M., Alekseev P.N., Mit'kin V.V., Zorin V.M., Khlopov R.A. Problems of the Transition to Supercritical Coolant Parameters in Nuclear Power. *Atomic Energy*. 2015;117(5):314–322. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-015-9927-3>
19. Makhin V.M. Reactor tests of fuel assemblies with VVER fuel rods to substantiate the safety of the core in the modes of design accidents with loss of coolant. Abstract of the dissertation for the degree of Doctor of Technical Sciences. Nizhny Novgorod, 2005, 47 p. EDN: NKDQGV. URL: https://new-diss.ru/_avtoreferats/01003308307.pdf (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).
20. Alekseev A.V., Burukin A.V., Izhutov A.L., Kalygin V.V., Kiseleva I.V., Ovchinnikov V.A., Shulimov V.N. Programs and methods for testing in the MIR research reactor fuel elements of water-cooled reactors under conditions simulating transient and emergency regimes. *Atomic Energy*. 2013;113(3):179–185. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9614-6>
21. Romanovsky S.V., Svistunov V.A., Khalyapin A.Y. Operational experience and experimental capabilities of MIR and RBT-10/2 reactor installations. *Abstracts of the XX Russian Conference*

"Safety of Research Nuclear Installations", May 28–31, 2018. Dimitrovgrad. 2018, pp. 17–18. EDN: XOZUEH. URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=35015293&pff=1> (accessed Oct. 20, 2024) (in Russian).

22. OECD NEA 2002. A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark. URL: <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/nsc-doc2002-10.pdf> (accessed Oct. 20, 2024).

Authors

Anton S. Lapin, junior research assistant,

E-mail: Lapin_AS@nrcki.ru

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

E-mail: Blandinskiy_vy@nrcki.ru

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

E-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru

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

E-mail: Pustovalov_SB@nrcki.ru

Alexey A. Sedov, deputy head of the division,

E-mail: Sedov_AA@nrcki.ru

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

E-mail: Subbotin_SA@nrcki.ru

Pyotr A. Fomichenko, deputy head of complex,

E-mail: Fomichenko_PA@nrcki.ru