

УДК 621.039.548

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.10>

Обзор / Review

Экспериментальное обоснование работоспособности и безопасности ядерного топлива в реакторе МИР.М1

А.А. Тузов, А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, В.А. Овчинников, О.И. Дреганов, А.Г. Ещеркин, И.В. Киселева, И.В. Кудрина, Ю.С. Кудрин, А.В. Алексеев, Е.Е. Кузнецова, М.А. Мокеичев, А.Н. Маркелов, М.С. Сычугов, Э.Ж. Зиятдинов, Р.А. Яшин

АО «ГНЦ НИИАР»,

Россия 433510, г. Димитровград, Ульяновская обл., Западное ш., 9

Реферат. Представлена обзорная информация о проведенных за последние 10 лет в петлевых каналах реактора МИР.М1 испытаниях топливных композиций и конструкционных материалов элементов активных зон реакторов типа ВВЭР, PWR, БН, транспортных установок и АСММ, которые направлены на обоснование безопасности, а также использование полученных экспериментальных данных для верификации отечественных расчетных кодов. Описаны особенности методик и основные результаты испытаний в стационарных и переходных режимах (маневрирование или «скачок» мощности), эксперименты по испытанию твэлов в условиях импульсного изменения мощности (проектная авария RIA), в условиях максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя (проектная авария LB LOCA) и в условиях, при которых происходит достижение плавления топлива (эксперимент MELT по определению максимального проектного предела по температуре топлива). В реакторе МИР.М1 были проведены реакторные испытания, которые позволили обосновать безопасность применения новых видов топлива (РЕМИКС-топливо, МОКС-топливо, ATF-топливо, уран-эрбиевое топливо) и конструкционных материалов (Э110 о.ч., Э110М, 42ХНМ, циркониевых оболочек с покрытием из хрома) реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-1200, PWR, различных конструкций макетов твэлов и макетов тепловыделяющих сборок (ТВС) РУ ШЕЛЬФ-М.

Ключевые слова: реактор МИР.М1, петлевые испытания, твэл, экспериментальная тепловыделяющая сборка, МАНЕВР, LOCA, RIA, MELT, РЕМИКС-топливо, МОКС-топливо.

Для цитирования: Тузов А.А., Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Овчинников В.А., Дреганов О.И., Ещеркин Е.Г., Киселева И.В., Кудрина И.В., Кудрин Ю.С., Алексеев А.В., Кузнецова Е.Е., Мокеичев М.А., Маркелов А.Н., Сычугов М.С., Зиятдинов Э.Ж., Яшин Р.А. Экспериментальное обоснование работоспособности и безопасности ядерного топлива в реакторе МИР.М1. *Известия вузов. Ядерная энергетика.* 2026;2:154–173. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.10>

© Тузов А.А., Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Овчинников В.А., Дреганов О.И., Ещеркин Е.Г., Киселева И.В., Кудрина И.В., Кудрин Ю.С., Алексеев А.В., Кузнецова Е.Е., Мокеичев М.А., Маркелов А.Н., Сычугов М.С., Зиятдинов Э.Ж., Яшин Р.А., 2026

Введение

Для реализации программ по развитию энергетических реакторов поколения III+ (усовершенствование существующего дизайна, систем пассивной безопасности и увеличение общей энерговыработки водо-водяных существующих реакторов ВВЭР и строительство новых ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ), поколения IV (реакторы ВВЭР-С, ВВЭР-СКД, и др.), реализации программы ПРОРЫВ (загрузка МОКС-топливом 100%-ой активной зоны реактора БН-800, строительство реактора БРЕСТ-ОД-300), программы развития ядерных установок с реакторами малой и средней мощности (АСММ, ШЕЛЬФ) необходимо совершенствование имеющихся и разработка новых видов топливных композиций, конструкционных материалов, конструкции тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок. Однако любые разработки должны быть подтверждены результатами реакторных испытаний и материаловедческими послереакторными исследованиями, которые являются основой для обоснования безопасности и лицензирования применения новых видов топлива, конструкционных материалов, а также используются для верификации российских расчетных кодов.

Все перечисленные задачи, поставленные Госкорпорацией «Росатом», успешно решаются на единственной в России и мире исследовательской ядерной установке (ИЯУ) МИР.М1 (далее МИР.М1), обладающей шестью действующими петлевыми установками (ПУ) и одиннадцатью экспериментальными петлевыми каналами (ПК). В настоящее время техническое оснащение ИЯУ МИР.М1 [1, 2] позволяет проводить испытания и исследования в следующих режимах и параметрах:

- ресурсные испытания при параметрах, характерных для реакторов типа ВВЭР и PWR, с поддержанием соответствующего водно-химического режима (ВХР);
- ресурсные испытания при параметрах, характерных для реакторов средней и малой мощности, с поддержанием аммиачного ВХР;
- экспериментальные исследования в режимах с маневрированием мощности и в режиме нарушения нормальной эксплуатации со «скачком» мощности (эксперименты типа RAMP);
- экспериментальные исследования при моделировании проектной аварии с несанкционированным вводом положительной реактивности (эксперименты типа RIA), максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя (эксперименты типа LOCA);
- экспериментальные исследования по определению проектного критерия запаса до плавления топлива (эксперименты типа MELT);
- экспериментальное изучение кинетики выхода продуктов деления из-под оболочки топливных элементов в случае нарушения их герметичности и целостности.

В период 2020 – 2024 гг. в ПК реактора МИР.М1 были проведены или начаты реакторные испытания различных топливных композиций (РЕМИКС-топлива, МОКС-топлива, уран-силицидного (U_3Si_2) топлива, уран-молибденового (UMo) топлива, уран-эрбиевого ($UO_2 + Er$) топлива, СНУП-топлива), оболочечных материалов (Э110 о.ч., Э110М, 42ХМ, циркониевых оболочек с покрытием из хрома), усовершенствованных модифицированных циркониевых сплавов направляющих каналов реактора ВВЭР, различных конструкций макетов ТВЭЛ и макетов тепловыделяющих сборок (ТВС) РУ ШЕЛЬФ-М.

Технические возможности реактора МИР.М1

Реактор МИР.М1 – это гетерогенный, канальный, петлевой, на тепловых нейтронах ядерный реактор, погруженный в бассейн с водой. Проектная тепловая мощность реактора МИР.М1 – 100 МВт. В качестве замедлителя и отражателя используется бериллий.

Реактор МИР.М1 предназначен для

- испытаний фрагментов тепловыделяющих сборок, твэлов ядерных реакторов различного типа и назначения в условиях нормальной эксплуатации, в аварийных режимах и при запроектных параметрах;
- накопления радионуклидов (иридия-192, плутония-242 и др. изотопов).

Основной экспериментальной базой реакторной установки (РУ) МИР.М1 являются исследовательские петлевые установки с внутриреакторными экспериментальными ПК, имеющие автономные технологические контуры с различными типами теплоносителя. В таблице 1 представлены действующие, законсервированные и возможно реализуемые в перспективе ПУ на ИЯУ МИР.М1 с их основными характеристиками.

Таблица 1

Петлевые установки РУ МИР.М1

Петлевая установка	Макс. мощность ПУ (до), кВт	Количество ПК, шт	Тип теплоносителя	Рабочее давление (до), МПа	Рабочая температура теплоносителя на выходе (до), °С
ПВ-1	2000	2	Вода	16,8	350
ПВК-1	2000	2	Вода, кипящая вода	6,8	350
ПВ-2	2500	2	Вода	17,8	350
ПВК-2	2500	2	Вода, кипящая вода	17,8	350
ПВП-2	2000	2	Вода, кипящая вода, перегретый пар	20,0	500
ПГ-1	160	1	Газ (азот, инертный газ и их смеси)	20,0	550

Наряду с петлевыми установками для проведения испытаний используются методические подходы, специально разработанные технические решения и технологическое оборудование, позволяющие реализовывать

- циклическое изменение мощности (более 2000 циклов) или импульсное изменение мощности на экспериментальных топливных образцах в условиях стационарной работы реактора МИР.М1;
- вторую с осушением зоны и третью (термоудар) стадии аварии с потерей теплоносителя;
- контроль кинетики выхода продуктов деления (ПД) в режиме реального времени из топливных элементов с искусственно нанесенными дефектами или в условиях имитирующих разгерметизацию оболочек и выход ПД в теплоноситель.

Испытания уран-силицидного (U_3Si_2) топлива

При выполнении экспериментального реакторного обоснования безопасности применения ядерного ATF топлива (Accident Tolerant Fuel – усовершенствованное топливо) на основе дисилицидатуриана (U_3Si_2) были проведены ресурсные испытания и эксперименты LOCA, RIA, RAMP с последующими послереакторными исследованиями.

Целью экспериментов являлось получение данных о поведении экспериментальных твэлов типоразмера ВВЭР и PWR с U_3Si_2 -топливом в стационарных и аварийных режимах.

Объектами испытаний были экспериментальные твэлы реакторов ВВЭР и PWR, разработанные АО «ВНИИНМ», с оболочкой из циркониевого сплава Э110 о.ч. внешним диаметром соответственно 9,1 и 9,5 мм. Исходная длина твэлов ВВЭР была ~500 мм, а твэлов PWR ~1005 мм.

В рамках реакторных испытаний в течение нескольких этапов в ПК РУ МИР.М1 было проведено облучение экспериментальных ATF-твэлов с уран-силицидным топливом:

- типоразмера ВВЭР в составе ЭТВС-В;
- типоразмера PWR в составе ЭТВС-К1.

По завершении каждого этапа из экспериментальных ТВС выгружались твэлы для проведения послереакторных исследований (ПРИ).

Во время ресурсных испытаний десять экспериментальных твэлов ВВЭР с топливом U_3Si_2 облучали в составе верхнего пучка ЭТВС-В, разработанной АО «ОКБМ Африкантов». ЭТВС-В позволяет разместить 24 экспериментальных твэла длиной ~ 500 мм в двух пучках по высоте активной зоны реактора МИР.М1.

Двенадцать экспериментальных твэлов PWR с топливом U_3Si_2 проходили ресурсные испытания в составе ЭТВС-К1, также разработанной АО «ОКБМ Африкантов».

Во время испытаний были обеспечены параметры испытаний по температуре и давлению теплоносителя, а также водно-химические режимы (ВХР), максимально идентичные проектным условиям реакторов ВВЭР и PWR соответственно. Твэлы ВВЭР испытывали при аммиачном борно-калиевом ВХР, а твэлы PWR при аммиачном борно-литиевом ВХР с дозированием газообразного водорода.

В 2024 г. ресурсные испытания уран-силицидного топлива были завершены, длительность испытаний составила

- для экспериментальных твэлов ВВЭР ~238 эфф. сут.;
- для экспериментальных твэлов PWR ~446 эфф. сут.

При проведении испытаний ЭТВС-В и ЭТВС-К1 выполнялось расчетное аналитическое сопровождение с использованием расчетного кода МСУ для определения распределения энерговыделения по высоте и по элементам топливных сборок.

В процессе облучения показания штатных систем контроля герметичности оболочек (КГО и СК) не превышали заданных программой испытаний значений, аномальных увеличений не происходило. Результаты анализа показаний систем штатных систем контроля герметичности оболочек и проб теплоносителя первого контура ПУ во время испытаний свидетельствуют о герметичности экспериментальных твэлов в ЭТВС-В и ЭТВС-К1. При проведении промежуточных исследований на стенде инспекции в условиях бассейна выдержки реактора МИР.М1 видимых повреждений и дефектов на оболочках твэлов, сварных соединениях и конструктивных элементах обнаружено не было.

В целом, результаты штатных ресурсных испытаний в условиях нормальной эксплуатации твэлов ВВЭР и PWR (российского производства) с оболочками из циркониевых сплавов типа Э110 о.ч. и содержащих таблеточное топливо из U_3Si_2 показали их надежность, сохранение целостности и работоспособности.

С данным видом топлива был проведен комплекс исследований в условиях нарушения нормальной эксплуатации и в аварийных условиях. Основные параметры проведенных экспериментов LOCA, RIA, RAMP показаны в табл. 2 [3].

Таблица 2

Данные реакторных испытаний экспериментальных твэлов ВВЭР и PWR с U_3Si_2 -топливом

Эксперимент	Длина топливного столба, мм	Оснащение датчиком	Макс. выгорание топлива, МВт-сут/кгU	Макс. ЛМ, Вт/см	Расчетные значения		Макс. показания датчиков	
					Макс. $T_{топл}$, °C	Макс. $T_{обол}$, °C	T , °C	P , МПа
LOCA – ВВЭР	435 ± 7	Датчик давления, ТЭП на обол.	0	20,35	–	877	830	5,84
LOCA – PWR	920 ± 7	Датчик давления, ТЭП на обол.	19	18,5	–	876	712	5,88
			0	21,7	–	863	822	5,12
RAMP – ВВЭР	435 ± 7	–	15	Начальная / в скачке 190/400	–	335	–	–
RAMP – PWR	920 ± 7	–	17	Начальная / в скачке 255/536	–	320	–	–
RIA – PWR	470 ± 7	ТЭП в топливе	13	Начальная / в импульсе 300/645	1371*	999*	600	–
	920 ± 7	ТЭП в топливе на торце таблетки	0	Начальная / в импульсе 390/672	898	–	725	–

* в месте кризиса ТО

Результаты испытаний в режимах, моделирующих нарушение нормальной эксплуатации (ННЭ) со скачкообразным изменением мощности и аварийные ситуации типа RIA, твэлов ВВЭР и PWR (российского производства) с оболочками из циркониевых сплавов типа Э110 о.ч. и содержащих таблеточное топливо из силицида-урана показали их надежность, сохранение целостности и работоспособности.

По результатам испытаний в режимах, моделирующих аварийные ситуации типа LOCA, твэлов (российского производства) с оболочками из циркониевых сплавов типа Э110 и содержащих таблеточное топливо U_3Si_2 были определены пороговые значения разгерметизации по температуре оболочки и давлению в твэле.

Испытания РЕМИКС-топлива

В 2022 г. в канале реактора МИР.М1 был проведен эксперимент RIA-РЕМИКС-30 [4], который позволил завершить комплексную программу по обоснованию РЕМИКС-топлива для реакторов ВВЭР. Программа включала в себя ресурсное облучение при штатных условиях, аварийные эксперименты и исследования состояния твэлов после реакторных испытаний.

Основная цель эксперимента RIA-РЕМИКС-30 – получение экспериментальных данных о работоспособности РЕМИКС-топлива при выгорании ~ 30 МВт-сут/кг т.а. в режимах с импульсным изменением мощности.

Для проведения испытаний из экспериментального твэла с максимальным выгоранием ~ 30 МВт-сут/кг т.а. был изготовлен термометрированный твэл. В центральное отверстие топливного столба высотой ~ 500 мм в верхней его части на глубину 45 мм был установлен датчик температуры типа ТЭП ХА.

Для эксперимента разработано специальное облучательное устройство (ОУ), которое при стационарной работе реактора МИР.М1 позволяет выполнить импульсное увеличение мощности испытываемого твэла приблизительно в 2,0 – 2,8 раза (в зависимости от картограммы загрузки реактора) за время от двух секунд и более. Импульсное увеличение (наброс) мощности происходит при вращении поглощающего экрана из гафниевого стержней относительно центра устройства и испытываемого твэла (рис. 1), при этом оказывается минимальное воздействие на изменение реактивности реактора МИР.М1.

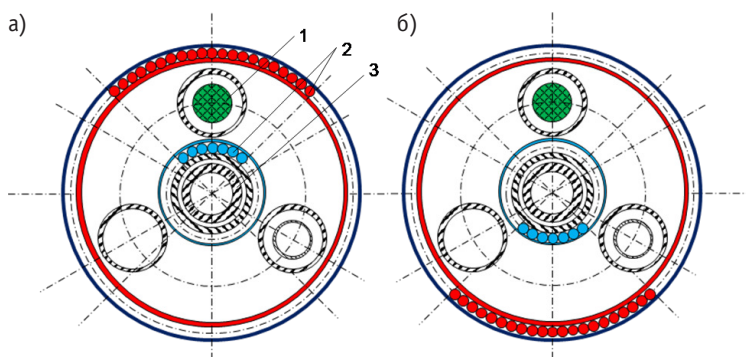


Рис. 1. Схема поперечного сечения устройства: а) исходное состояние – экраны экранируют твэл; б) конечное положение экранов; 1 – твэл; 2 – экраны; 3 – поворотный вал

Подъем мощности с уровня предварительной выдержки длительностью около 16-ти часов при максимальной по длине твэла линейной мощности (ЛМ) 205 – 215 Вт/см до стартового значения 260 – 270 Вт/см перед импульсом был обеспечен увеличением мощности реактора и составил около 40 минут. После выдержки был проведен импульс мощности твэла путем поворота экранов за время ~ 1 с последующей выдержкой 10 с, после чего реактор был остановлен путем сброса стержней аварийной защиты (АЗ). В процессе выдержки после поворота экранов до сброса стержней АЗ произошло уменьшение мощности реактора (показаний ионизационной камеры) вследствие введения отрицательной реактивности при быстром повороте экрана. На рисунке 2 пред-

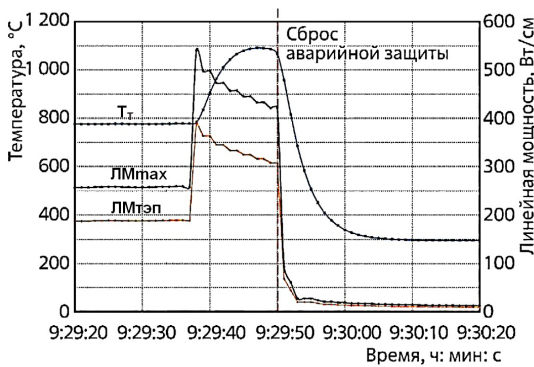


Рис. 2. Изменение максимальной ЛМ энерговыделения в твэле (ЛМ_{max}), ЛМ в сечении с ТЭП (ЛМ_{тэп}) и измеренной температуры топлива (Т_т) в импульсе

при эксплуатации твэлов.

Эксперимент RIA, проведенный с экспериментальным твэлом при выгорании ~ 30 МВт·сут/кг т.а., показал, что импульсное увеличение линейной мощности твэла от ~26 до ~54 кВт/м за секунду с последующей выдержкой в течение 10-ти секунд не приводит к нарушению герметичности и работоспособности твэла.

Была успешно завершена комплексная программа реакторных испытаний и исследований РЕМИКС-топлива. Ресурсные и аварийные испытания, а также последующие исследования состояния топлива в целом показали, что твэлы с РЕМИКС-топливом обеспечивают их безопасную эксплуатацию в условиях ВВЭР.

Испытания МОКС-топлива для реакторов ВВЭР

В настоящее время проводится комплекс работ по расчетно-экспериментальному обоснованию эксплуатации проектируемых ТВС с высокофоновым уран-плутониевым МОКС-топливом для реактора типа ВВЭР с целью создания двухкомпонентной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом [5, 6]. В ПК реактора МИР.М1 проводятся ресурсные испытания экспериментальных твэлов ВВЭР с МОКС-топливом в составе экспериментальной сборки ЭТВС-МОКС с целью получения данных об их работоспособности, а также дальнейшего обоснования и лицензирования.

Экспериментальные твэлы ВВЭР с длиной топливного сердечника ~ 920 мм с высокофоновым уран-плутониевым МОКС-топливом с содержанием плутония 5% (один твэл) и 12% (20 твэлов) были разработаны АО «ВНИИНМ» и изготовлены в АО «СХК». Экспериментальная сборка состоит из 12-ти целевых твэлов. Два необлученных твэла были использованы для аварийных экспериментов типа RIA [7]. Оставшиеся твэлы предназначены для подпитки сборки при выгрузке в условиях бассейна выдержки ИЯУ МИР.М1 целевых твэлов на исследования их состояния и для специальных экспериментов.

Испытания проводятся в шесть этапов при параметрах, соответствующих условиям штатной эксплуатации твэлов в ВВЭР, поддерживаются соответствующие значения по локальной мощности твэлов, температуре оболочек твэлов, температуре и давлению теплоносителя, а также соответствующий водно-химический аммиачно-борно-ка-

ставлены результаты измерений и регистрации в ходе эксперимента характерных для RIA параметров.

Из анализа показаний систем контроля герметичности твэлов во время испытаний сделаны выводы о сохранении герметичности твэла.

При исследованиях состояния твэла после эксперимента изменений длины и диаметра твэла не обнаружено; распределения урана, плутония и продуктов деления по радиусу таблетки соответствуют выгоранию топлива ~30 МВт·сут/кгU с учетом уровня линейной мощности

ливый режим. На каждом этапе достигается максимальное приращение выгорания ~ 10 МВт-сут/кг т.а. По окончании каждого этапа облучения проводится визуальный осмотр твэлов на стенде инспекции и по одному твэлу отправляется на ПРИ. На начало 2026 г. достигнуто максимальное выгорание топлива в сборке ~ 37 МВт-сут/кг т.а. По результатам проведенных испытаний на данном этапе подтверждена работоспособность твэлов с МОКС-топливом.

В 2023 г. на необлученных твэлах проведены эксперименты RIA-MOX-0_12Pu и RIA-MOX-0_5Pu с топливом, содержащим 12 и 5% плутония соответственно. Для проведения экспериментов использовалось специальное устройство, применяемое для эксперимента RIA-REMIX-30 (см. рис. 1).

Во время эксперимента RIA-MOX-0_5Pu максимальное по длине твэла энерговыделение увеличилось от $\sim 360 \pm 20$ до $\sim 759 \pm 40$ Вт/см за пять секунд с последующей выдержкой в течение 4 – 5 секунд. При этом измеряемая температура топлива в зоне установки ТЭП увеличилась до $1013,2 \pm 4^\circ\text{C}$. Расчетная максимальная температура топливной композиции достигла $2200 - 2480^\circ\text{C}$. Максимальное достигнутое расчетное значение среднерадиальной энтальпии составило 113 кал/г.

Во время эксперимента RIA-MOX-0_12Pu максимальное по длине твэла энерговыделение увеличилось от $\sim 400 \pm 20$ до $\sim 840 \pm 40$ Вт/см за ~ 10 секунд с последующей выдержкой в течение $\sim 5 - 6$ секунд. При этом измеряемая температура топлива в месте установки увеличилась до $1145,5 \pm 4,6^\circ\text{C}$. Расчетная максимальная температура топливной композиции достигла $2500 - 2750^\circ\text{C}$. Максимальное достигнутое расчетное значение среднерадиальной энтальпии – 132 кал/г.

На рисунке 3 показаны графики изменения измеряемой температуры топлива и максимальной ЛМ в экспериментах RIA на твэлах с МОКС-топливом. Во время проведения испытаний твэлы сохранили герметичность.

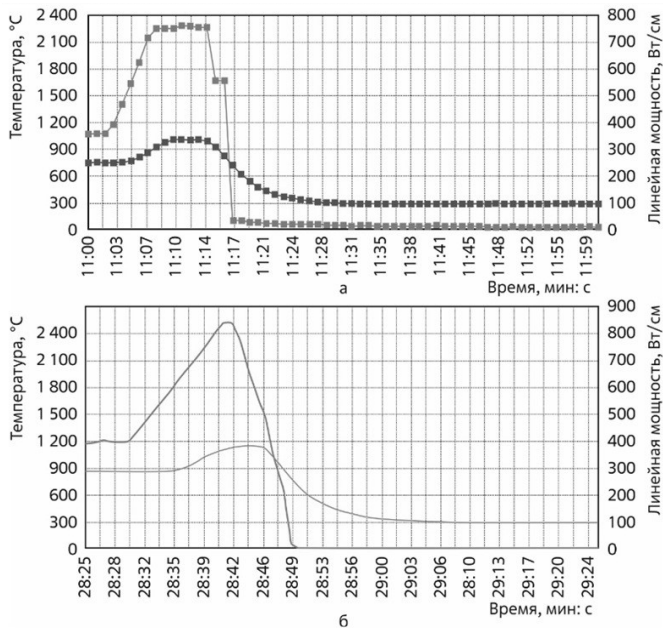


Рис. 3. Изменение максимальной ЛМ энерговыделения в твэле и температуры топлива во время экспериментов RIA-MOX-0_5Pu (а) и RIA-MOX-0_12Pu (б)

Испытания полномасштабных твэлов ВВЭР и усовершенствованных циркониевых сплавов для направляющих каналов

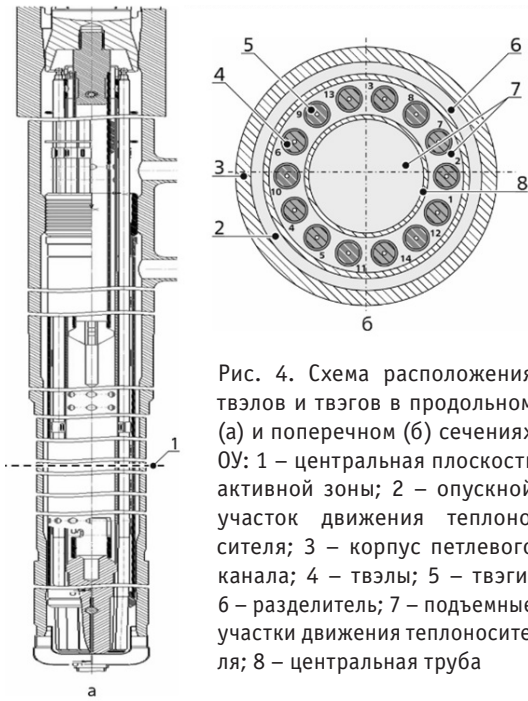


Рис. 4. Схема расположения твэлов и твэгов в продольном (а) и поперечном (б) сечениях ОУ: 1 – центральная плоскость активной зоны; 2 – опускной участок движения теплоносителя; 3 – корпус петлевого канала; 4 – твэлы; 5 – твэги; 6 – разделитель; 7 – подъемные участки движения теплоносителя; 8 – центральная труба

жения верхних концевых деталей ПМТ.

Облучение ПМТ в составе разработанного устройства состояло из двух этапов: после первого выгрузили и заменили часть твэлов, после второго выгрузили все. Конструкция устройства обеспечивает возможность дистанционной замены ПМТ в одной из радиационно-защитных камер ИЯУ МИР М1.

При облучении были достигнуты целевые значения максимального выгорания ~ 87 МВт·сут/кгU по твэлу и ~ 73 МВт·сут/кгU по твэгу.

Испытания усовершенствованных циркониевых сплавов для направляющих каналов

В 2025 г. в ПК реактора МИР.М1 завершены испытания образцов направляющих каналов (НК) с целью получения экспериментальных данных по влиянию облучения на коррозию, наводороживание, структуру и механические свойства сплавов типа Э635 с различным содержанием молибдена, ванадия и олова.

Реактор МИР.М1 обеспечивает поддержание условий цепной реакции деления на тепловых нейтронах. Для ужесточения спектра нейтронов разработано ОУ, в котором твэлы расположены по внешнему радиусу ПК, а в центральной части размещены образцы труб НК из сплава Э635. Конструктивная схема ОУ показана на рис. 5.

В ПК реактора МИР.М1 в 2025 году завершено облучение до глубокого выгорания полномасштабных твэлов и твэгов (далее ПМТ) с целью получения экспериментальных данных по поведению топлива ВВЭР-1000 с высоким выгоранием при эксплуатационных режимах.

Для проведения испытаний было разработано ОУ, позволяющее проводить испытания ПМТ длиной до 4000 мм. Схема расположения твэлов (твэгов) в устройстве представлена на рис. 4. Ранее штатная конструкция ПК и уплотнительной головки позволяла проводить испытания твэлов длиной до 3860 мм. Поэтому на стадии подготовки к испытаниям твэлов из ТВС-2М было разработано новое устройство с полой уплотнительной головкой уменьшенной высоты для располо-

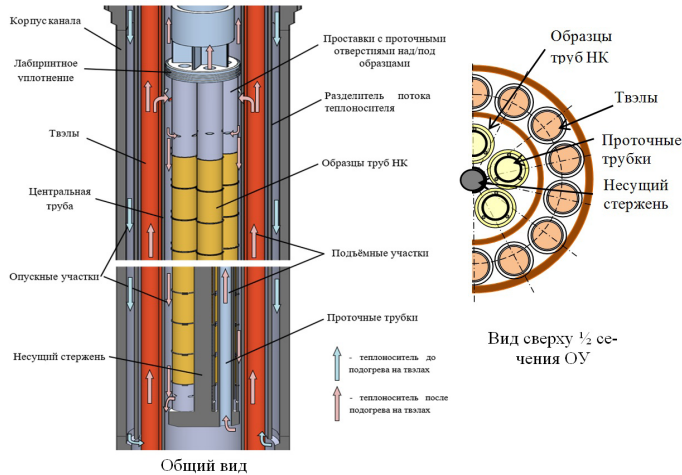


Рис. 5. Конструктивная схема ОУ и схема движения теплоносителя в вертикальном разрезе ПК

Движение теплоносителя организовано таким образом, чтобы обеспечивалось выполнение требований по температурным условиям испытаний. Для этого организовано многоступенчатое движение и подогрев теплоносителя. Теплоноситель опускается в зазоре между корпусом петлевого канала и разделителем потока, в нижней части проходит через проточные отверстия в разделителе и поднимается вдоль твэлов, нагреваясь в зазоре между разделителем и центральной трубой. После прохождения через активную часть твэлов часть подогретого теплоносителя (45% от общего расхода) проходит через отверстия в центральной трубе. Часть этого теплоносителя опускается вдоль образцов НК (27% от общего расхода), омывая их с внешней и внутренней сторон за счет наличия отверстий в верхних и нижних проставках над (под) образцами. В нижней части ОУ теплоноситель разворачивается, поднимается по пяти проточным трубкам и выходит из ОУ. Далее смешивается с теплоносителем, прошедшим через лабиринтное уплотнение в верхней части ОУ (17% от общего расхода), поднимается по центральной трубе, в верхней части ПК смешивается с частью теплоносителя, поднимающейся вдоль твэлов (55% от общего расхода), и проходит на выход из ПК.

Такая конфигурация обеспечивает выполнение требований по температурным условиям испытаний, а также позволяет достичь плотности потока быстрых ($E_n > 0,1$ МэВ) нейтронов, необходимой для достижения целевого максимального значения флюенса на образцах труб НК. Наличие твэлов в ОУ увеличивает плотность потока быстрых нейтронов в более чем два раза при одинаковой мощности окружающих ПК рабочих ТВС. Для сравнения на рис. 6 представлены результаты расчета плотности потока быстрых нейтронов ($E_n > 0,1$ МэВ) с твэлами в ОУ и без них.

Испытания проходили в четыре этапа. По завершении каждого этапа испытаний проводили визуальный осмотр образцов в бассейне выдержки реактора МИР.М1 с помощью радиационной телекамеры и комплекса ПРИ на части выгружаемых образцов. Общая длительность облучения составила ~ 344 эффективных суток. Достигнуто максимальное целевое значение флюенса быстрых ($E > 0,1$ МэВ) нейтронов $0,71 \cdot 10^{21}$ ($\pm 0,05 \cdot 10^{21}$) н/см² по высоте активной части устройства. По завершении каждого

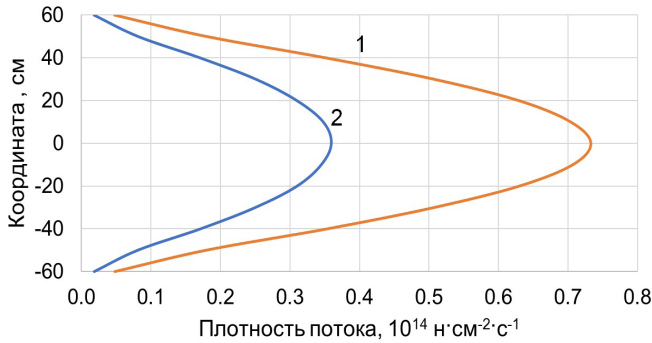


Рис. 6. Распределение плотности потока быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ по высоте образцов направляющих каналов относительно центральной плоскости активной зоны в облучательном устройстве с твэлами (1) и без них (2)

этапа испытаний проведены визуальный осмотр НК в бассейне выдержки реактора МИР.М1 и полный комплекс ПРИ.

Эксперименты MELT по определению проектного критерия запаса до плавления топлива

На ИЯУ МИР.М1 были реализованы две методики проведения экспериментов MELT, каждая из которых позволила получить следующие экспериментальные данные [8]:

- по определению проектного критерия запаса до плавления топлива в твэлах и твэгах реактора ВВЭР при максимально проектных высоких выгораниях до 87 МВт·сут/кгU по твэлу и до 73 МВт·сут/кгU по твэгу. Запланирована серия из нескольких экспериментов;
- по поведению твэлов реактора БН-800 с МОКС-топливом при достижении температур, превышающих установленные пределы и близких к возникновению плавления топлива, которые использованы для обоснования безопасности эксплуатации твэлов при полной загрузке активной зоны реактора БН-800 МОКС-топливом, а также верификации проектных кодов для расчета твэлов реакторов БН.

К концу 2025 г. было проведено три эксперимента MELT с облученными твэгами реактора ВВЭР с оболочками из циркониевого сплава и уран-гадолиниевым оксидным топливом ($UO_2 + Gd_2O_3$). Твэги имели различное выгорание топлива ~50 и ~60 МВт·сут/кгU и массовое содержание оксида гадолиния 8 и 5%. Твэл имел максимальное выгорание ~78 МВт·сут/кгU. Для экспериментов твэги были рефабрикованы и оснащены датчиками измерения температуры топлива («термопары» типа ВР 5/20). Эксперименты проведены при достижении различных уровней максимальной ЛМ экспериментальных твэгов и твэла (табл. 3).

Эксперименты проходили по следующему сценарию: выход на мощность и выдержка при заданной ЛМ предварительного облучения в течение 24–48 часов, увеличение мощности до стартовой ЛМ, выполнение изменения мощности с кратностью в 1,5–1,6 раза за время около 60-ти секунд и последующей выдержкой на максимальной уровне около 30 секунд, далее аналогичное снижение мощности за 60 секунд и по-

Таблица 3

Основные характеристики испытаний

Эксперимент	MELT.O.G.M	MELT.O.G.1	MELT.O.G.2	MELT.O.T.1
Номер твэга/твэла по картограмме ТВС ВВЭР	№ 34	№ 150	№ 141	№ 11
Тип ТВС	ТВС-2М	ТВС-2М	ТВСА-АЛЬФА	ТВС 2М
Тип сплава циркониевой оболочки	Э110	Э110	Э110	Э110
Тип топлива	7,6×1,2 UO ₂ +Gd ₂ O ₃ , с 8% Gd ₂ O ₃	7,6×1,2 UO ₂ +Gd ₂ O ₃ , с 8% Gd ₂ O ₃	7,6×1,2 UO ₂ +Gd ₂ O ₃ , с 5% Gd ₂ O ₃	7,6×1,2 UO ₂
Максимальное выгорание топлива, МВт·сут/кг U	~ 50	~ 60	~ 60	~ 78
Максимальная ЛМ на стадии предварительного облучения, Вт/см	350 – 378	110 – 130	~ 107	155 – 165
Максимальная ЛМ перед скачком, Вт/см	375 ± 30	423 ± 35	408 ± 30	370 ± 30
Максимальная ЛМ после скачка, Вт/см	565 ± 40	662 ± 40	657 ± 40	629 ± 45
Наличие следов расплава топлива в центре сердечника	–	Присутствует	Присутствует	Присутствует
ЛМ в зоне начала плавления	–	~ 580 ± 35	~ 570 ± 35	~ 570 ± 35
Оцененная максимальная температура	2660 – 2780	2900 – 3100	2900 – 3100	3050 – 3150
Состояние оболочки	Герметична	Герметична	Герметична	Герметична

следующий останов за время около 30 – 40 минут. Для такого быстрого изменения мощности использовали специальное устройство с вращаемым поглощающим экраном из гафниевого стержня (см. рис. 1). Значения ЛМ, кратность и скорость ее увеличения, а также время выдержки были выбраны (подобраны) предварительно таким образом, чтобы во время экспериментов твэги оставались герметичными. Первый эксперимент (MELT.O.G.M) был методическим, во время которого плавление не достигалось, а во время других экспериментов топливо в центре топливного сердечника было расплавлено. Основные параметры испытаний показаны в табл. 3.

Во время проведения испытаний твэги и твэл сохранили герметичность и работоспособность. После испытаний твэги и твэл были извлечены из экспериментальных устройств для последующих послереакторных исследований. По результатам проведенных экспериментов были оценены значения локальной мощности облученных твэгов и твэла, при которых достигается расплавление центра топливного сердечника.

Для проведения эксперимента MELT на твэлах с МОКС-топливом реактора БН-800 были разработаны специальная методика и программа. Объектами исследования были три укороченных экспериментальных твэла с высотой топливного столба 387, 377 и 426 мм, которые были изготовлены из твэлов ТВС БН-800. Каждый твэл был оснащен термопарой типа ВР 5/20 с установкой рабочего спая на глубину около 40, 310 и 350 мм от верхнего торца топлива и центра активной зоны для измерения температуры топлива при различных уровнях энерговыделения с учетом косинусоидального распределения по высоте активной зоны реактора. Каждый твэл, оснащенный

термопарой, был помещен в ампулу со свинцово-висмутовым подслоем. Конструкция экспериментального твэла с термопарой схематично приведена на рис. 7.

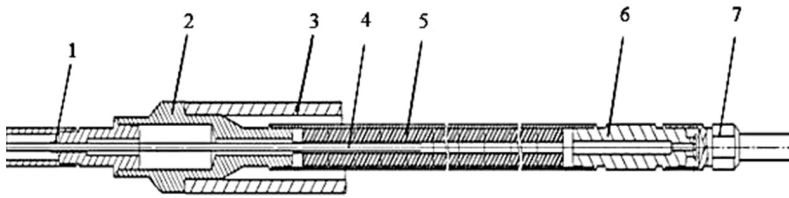


Рис. 7. Конструкция экспериментального твэла типа БН с термопарой: 1 – герметизирующая термопарная втулка; 2 – герметизирующая заглушка ампулы; 3 – корпус ампулы; 4 – термопара; 5 – топливный столб; 6 – нижняя заглушка твэла; 7 – хвостовик

Для проведения испытаний экспериментальных твэлов типа БН в ампуле со свинцово-висмутовым подслоем было разработано облучательное устройство для ПК с водным теплоносителем, показанное на рис. 8.

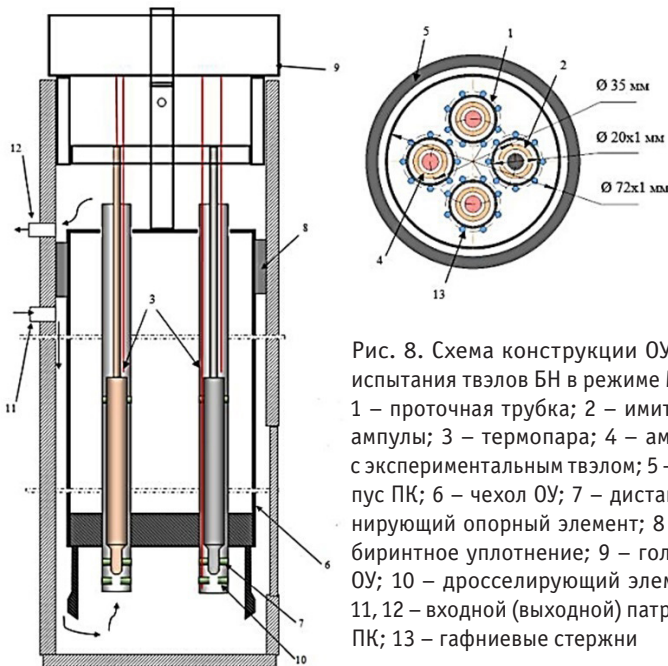


Рис. 8. Схема конструкции ОУ для испытания твэлов БН в режиме MELT: 1 – проточная трубка; 2 – имитатор ампулы; 3 – термопара; 4 – ампула с экспериментальным твэлом; 5 – корпус ПК; 6 – чехол ОУ; 7 – дистанционирующий опорный элемент; 8 – лабиринтное уплотнение; 9 – головка ОУ; 10 – дросселирующий элемент; 11, 12 – входной (выходной) патрубков ПК; 13 – гафниевые стержни

Предложенная конструкция ОУ состоит из разделителя потока теплоносителя, на внешней стороне которого водный теплоноситель движется вниз. В нижней части разделителя потока имеется фланец, в который вварены проточные трубы, через них водный теплоноситель движется вверх для охлаждения ампул. Всего четыре проточные трубы, в которых размещаются три стальные ампулы с твэлами и одна ампула с имитатором.

Вокруг проточных труб – застойная зона с водным теплоносителем для снижения рекуперативного теплопереноса в опускной участок. Вокруг труб закреплены

поглощающие экраны из гафниевой проволоки диаметром 2,5 мм для обеспечения заданной скорости увеличения мощности твэлов в соответствии с регламентом. В зоне верхнего торца топливных сердечников экспериментальных твэлов на внешней поверхности проточных труб выполнена намотка из гафниевой проволоки диаметром 0,5 мм для сглаживания распределения ЛМ в области верхнего торца топлива.

В ОУ установлены датчики измерения температуры теплоносителя над и под ампулами для контроля температуры теплоносителя и мощности ампул с твэлами и имитатором. При этом во время испытаний обеспечен контроль давления и массового расхода теплоносителя штатными датчиками ПУ.

Испытания макетов твэлов и макетов ТВС установки малой мощности ШЕЛЬФ-М

В петлевой установке ПВК-1 реактора МИР.М1 проведены ускоренные испытания 75-ти макетов твэлов реакторной установки малой мощности ШЕЛЬФ-М (РУ ШЕЛЬФ-М) [9], целью которых было получение данных о параметрах работы и изменении состояния макетов после испытаний для подтверждения работоспособности кандидатных твэлов. Объектом испытаний являлись разработанные в НИИ «НПО „ЛУЧ“» макеты стержневых твэлов четырех типов (рис. 9), с оболочкой из ниобиевого сплава НбЦ-1 и топливным сердечником в виде осеориентированных волокон урана в металлической матрице, но разного профиля в сечении.

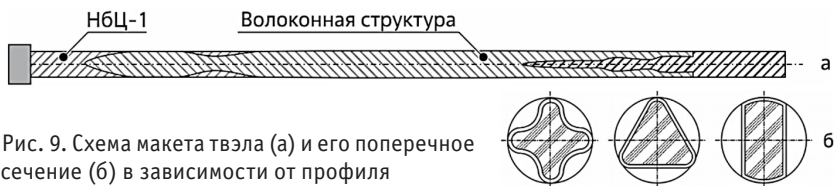


Рис. 9. Схема макета твэла (а) и его поперечное сечение (б) в зависимости от профиля

Было разработано и изготовлено облучательное устройство, состоящее из следующих основных узлов: четырех блоков типа «Гирлянда», расположенных друг над другом по высоте активной зоны реактора (рис. 10); центральной трубы с приваренными элементами дистанционирования макетов твэлов и опорной решеткой; верхней проставки под нажимное устройство и нижней проставки.

Конструкция блока типа «Гирлянда» позволяет установить по 15 экспериментальных твэлов различного профиля в поперечном сечении, т.е. можно разместить всего до 60-ти экспериментальных твэлов одновременно. Разработанное устройство позволяет проводить перестановку блоков в аксиальном направлении и замену на новые блоки. Данные операции могут выполняться в бассейне выдержки реактора, что не требует дополнительного времени для расхолаживания. Также конструкция блоков позволяет проводить замену экспериментальных твэлов на другие твэлы или имитаторы в условиях радиационно-защитной камеры. Для проведения реакторных испытаний макетов твэлов была выбрана петлевая установка ПВК-1, проектные характеристики которой обеспечили возможность работы макетов твэлов в режиме нормальной эксплуатации РУ ШЕЛЬФ-М. Реакторные испытания макетов твэлов проводили в среде водного теплоносителя в соответствии с нормами основных показателей аммиачного

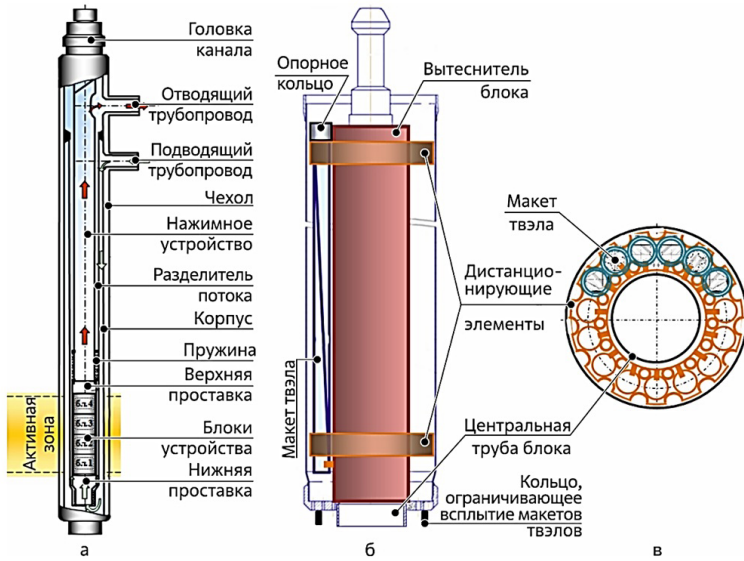


Рис. 10. Схема размещения облучательного устройства в ПК ПУ ПВК-1 (а), установки макетов твэлов в блоке типа «Гирлянда» (б) и его поперечное сечение (в)

водно-химического режима. Температура теплоносителя на входе в петлевой канал составила 270°C , максимальная температура оболочки – 341°C , максимальная линейная мощность – не более 150 Вт/см .

В ПУ ПВК-1 реактора МИР.М1 проведена первая серия испытаний двух полномасштабных макетов ТВС РУ ШЕЛЬФ-М, целью которых было получение экспериментальных данных для подтверждения работоспособности изделий активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М. Объектом испытаний являлись разработанные в АО «НИКИЭТ» макеты ТВС (рис. 11) с топливной композицией в виде виброуплотненной крупки UO_2 , пропитанной силюмином.

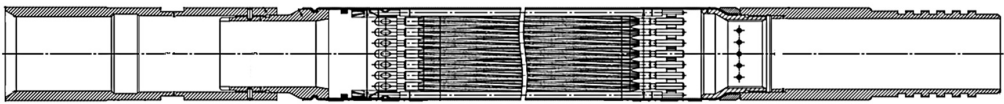


Рис. 11. Эскиз макета ТВС для испытаний в реакторе МИР.М1

Макет ТВС представляет собой кассету, в которой объединены в плотный пучок макеты твэлов, стержневые выгорающие поглотители (СВП) и пластинчатые вытеснители. Макет ТВС оснащен чехлом и концевыми деталями.

Для проведения реакторных испытаний макетов ТВС была выбрана петлевая установка ПВК-1, проектные характеристики которой обеспечивали возможность работы макетов ТВС в режиме нормальной эксплуатации РУ ШЕЛЬФ-М.

Реакторные испытания макетов ТВС проводились в среде водного теплоносителя при параметрах в соответствии с нормами основных показателей аммиачного водно-химического режима, соответствующего РУ ШЕЛЬФ-М.

В процессе испытаний требуемые режимы были соблюдены, превышений показаний систем контроля герметичности выявлено не было.

Заключение

Усовершенствованные и разработанные новые методики за последние несколько лет и технические решения позволили существенно расширить экспериментальные возможности ИЯУ МИР.М1 и помогли обосновать новые виды топлива и конструкционных материалов как для реакторов ВВЭР, БН, так и для активных зон реакторов средней и малой мощности.

При совершенствовании и модернизации в развитии петлевых установок ПГ-1 с газовым теплоносителем и ПВ-СКД с водой при сверхкритических параметрах возможности ИЯУ МИР.М1 могут быть расширены, что позволит закрыть ряд вопросов стратегии Госкорпорации «Росатом» в перспективе до 2045 г.

Литература

1. Тузов А.А., Ижutow А.Л., Звир Е.А., Петелин А.Л., Бурукин А.В., Жителиев В.А., Еремин С.Г., Жемков И.Ю., Дреганов О.И., Ещеркин А.Г., Калинина Н.К., Палачев П.С., Каплина М.С. Современные методики реакторных испытаний и послереакторных исследований материалов и топлива. Тезисы докладов XII Международной конференции по РМ. АО «ГНЦ НИИАР», 2024, с. 38 – 39.

2. Тузов А.А., Ижutow А.Л. и др. Реакторные испытания и послереакторные исследования материалов и топлива в обоснование существующих и перспективных ядерно-энергетических установок. Proc. 20th Meeting of the International Group on Research Reactors (IGORR) Conference, Virtual Event, May 31 – June 4, 2021. URL: https://igorr.com/proceedings:2021_igorr20 (accessed Mar. 15, 2026).

3. Маркелов А.Н., Мокеичев М.А., Ещеркин А.Г. и др. Результаты испытаний ATF-твэлов с урансилицидным топливом в переходных и аварийных режимах. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2024 г. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2025, с. 19 – 20.

4. Алексеев А.В., Дреганов О.И., Ещеркин А.Г. и др. Изучение поведения твэла с выгоревшим ремикс-топливом в канале реактора мир в условиях реактивной аварии. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» – 2022. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2023, с. 16 – 18.

5. Угрюмов А.В. Основные направления развития топлива и технологии фабрикации для двухкомпонентной ядерной энергетики. Конференция «Новая атомная энергетика», 20 – 21 октября 2023, г. Сочи: сборник докладов. 2023, 412 с.

6. Угрюмов А.В., Шишкин А.А. Научно-техническая деятельность топливной компании: задачи в обеспечении выпуска продукции. XII Международная конференция по реакторному материаловедению, посвященная 60-летию материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР»: тезисы докладов. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2024, 396 с.

7. Ещеркин А.Г., Алексеев А.В., Киселева И.В. и др. «Испытания твэлов водо-водяных реакторов с МОКС-топливом в условиях реактивной импульсной аварии». Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» – 2023 г. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2024, с. 13 – 15.

8. Ещеркин А.Г., Кузнецова Е.Е., Алексеев А.В. и др. Реакторные испытания твэгов с различным содержанием гадолиния и выгоранием в условиях достижения плавления топлива. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» – 2024 г. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2025, с. 13 – 15.

9. Дреганов О.И., Кудрин Ю.С., Кудрина И.В. Испытания в реакторе МИР макетов тепловыделяющих сборок реакторной установки «Шельф-М». Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2023 г. Дмитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2024, с. 18.

Поступила в редакцию 23.03.2026

После доработки 15.04.2026

Принята к опубликованию 12.05.2026

АвторыТузов Александр Александрович, директор, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruИжухов Алексей Леонидович, заместитель директора – научный руководитель, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruПетелин Алексей Леонидович, начальник отделения РИК,E-mail: niiar@niiar.ruБурукин Андрей Валентинович, заместитель начальника отделения по науке – начальник физико-технического департамента, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruОвчинников Владимир Александрович, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruДреганов Олег Игоревич, начальник лаборатории, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruЕщеркин Антон Геннадьевич, старший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruКиселева Ирина Владимировна, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruКудрина Ирина Владимировна, старший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruКудрин Юрий Сергеевич, старший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruАлексеев Александр Вениаминович, старший научный сотрудник, к.т.н.,E-mail: niiar@niiar.ruКузнецова Елена Евгеньевна, научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruМокеичев Михаил Андреевич, научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruМаркелов Александр Николаевич, научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruСычугов Максим Сергеевич, младший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruЗиятдинов Эльдар Жамильевич, младший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ruЯшин Роман Андреевич, младший научный сотрудник,E-mail: niiar@niiar.ru

UDC 621.039.548

Experimental Justification of the Operability and Safety of Nuclear Fuel in the MIR.M1 Reactor

Tuzov A.A., Izhutov A.L., Petelin A.L., Burukin A.V., Ovchinnikov V.A., Dreganov O.I., Eshcherkin A.G., Kiseleva I.V., Kudrina I.V., Kudrin Yu.S., Alekseev A.V., Kuznetsova E.E., Mokeichev M.A., Markelov A.N., Sychugov M.S., Ziyatdinov E.Zh., Yashin R.A.

RIAR JSC,

9 Zapadnoye Sh., 433510 Dimitrovgrad, Ulyanovsk reg., Russia

Abstract

The paper presents a review of experiments carried out over the past 10 years in the loop channels of the MIR.M1 reactor for testing fuel compositions and structural materials of core elements for VVER, PWR, and BN type reactors, as well as transport reactor systems and small modular nuclear power plants (SMRs). The studies are aimed at substantiating the safety of nuclear fuel and at using the obtained experimental data for the verification of domestic computational codes. The paper describes the features of the experimental techniques and presents the main results of tests performed under steady-state and transient conditions. Transient experiments included power maneuvering modes and stepwise (“power jump”) changes in reactor power. Experiments were conducted to test fuel rods under conditions of pulse power changes corresponding to a design-basis reactivity-initiated accident (RIA). Tests were also performed under conditions simulating the maximum design-basis loss-of-coolant accident (LB LOCA). In addition, the MELT experiment was carried out to determine the maximum design limit for fuel temperature under conditions leading to fuel melting. Reactor experiments performed in the MIR.M1 reactor made it possible to substantiate the safety of using new types of nuclear fuel, including REMIX fuel, MOX fuel, accident tolerant fuel (ATF), and uranium–erbium fuel. The experiments also included studies of structural materials such as E110 high-purity alloy, E110M alloy, 42KhNM steel, and zirconium claddings with chromium coating. The tests involved various designs of fuel rod mock-ups and mock-ups of fuel assemblies (FA) for VVER-1000, VVER-1200, PWR reactors, as well as for the SHELF-M reactor system.

Keywords: MIR.M1 research reactor, in-pile loop tests, fuel rod, experimental fuel assembly, MANEUVER experiment, LOCA, RIA, MELT experiment, REMIX fuel, MOX fuel.

For citation: Tuzov A.A., Izhutov A.L., Petelin A.L., Burukin A.V., Ovchinnikov V.A., Dreganov O.I., Eshcherkin E.G., Kiseleva I.V., Kudrina I.V., Kudrin Yu.S., Alekseev A.V., Kuznetsova E.E., Mokeichev M.A., Markelov A.N., Sychugov M.S., Ziyatdinov E.Zh., Yashin R.A. Experimental Justification of the Operability and Safety of Nuclear Fuel in the MIR.M1 Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:154–173. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.10> (in Russian).

References

1. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Zvir E.A., Petelin A.L., Burukin A.V., Zhitelev V.A., Eremin S.G., Zhemkov I.Yu., Dreganov O.I., Eshcherkin A.G., Kalinina N.K., Palachev P.S., Kaplina M.S. State-of-the-art irradiation testing methods and post-irradiation examination techniques for materials and fuel. Abstracts of the XII International Conference on Reactor Materials Science, RIAR JSC Publ., 2024, p. 38 – 39.
2. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Zvir E.A., Burukin A.V., Zhitelev V.A., Ovchinnikov V.A., Zhemkov I.Yu. Reactor tests and post-irradiation examinations of materials and fuels in justification of the operated and promising nuclear power plants. Proc. 20th Meeting of the International Group on Research Reactors (IGORR) Conference, Virtual Event, May 31–June 4, 2021. URL: https://igorr.com/proceedings:2021_igorr20 (accessed Mar. 15, 2026).
3. Markelov A.N., Mokeichev M.A., Eshcherkin A.G., Dreganov O.I., Kiseleva I.V., Alekseev A.V.,

Ivanov N.A., Yashin R.A., Sychugov M.S. Results of tests of ATF fuel rods with uranium silicide fuel under transient and accident conditions. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2024. Dimitrovgrad, 2025, RIAR JSC Publ., p. 19 – 20.

4. Alekseev A.V., Dreganov O.I., Eshcherkin A.G., Ivanov N.A., Kiseleva I.V., Ovchinnikov V.A. Study of the behavior of a fuel rod with irradiated REMIX fuel in the MIR reactor under reactivity accident conditions. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2022. Dimitrovgrad, 2023, RIAR JSC Publ., p. 16 – 18.

5. Ugryumov A.V. Main directions of fuel and fabrication technology development for a two-component nuclear energy system. In Proc. of the Conference “New Nuclear Energy”, Oct. 20–21, 2023, Sochi. 2023, 412 p.

6. Ugryumov A.V., Shishkin A.A. Scientific and technical activities of the fuel company: tasks to ensure product output. XII International Conference on Reactor Materials Science dedicated to the 60th anniversary of the materials science complex of RIAR JSC: abstracts. Dimitrovgrad, RIAR JSC Publ., 2024, 396 p.

7. Eshcherkin A.G., Alekseev A.V., Kiseleva I.V., Dreganov O.I., Kuznetsova E.E., Sychugov M.S., Yashin R.A., Lobin S.V., Ivanov N.A. Tests of fuel rods of water-cooled reactors with MOX fuel under reactivity-initiated pulse accident conditions. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2023. Dimitrovgrad, 2024, RIAR JSC Publ., p. 15 – 18.

8. Eshcherkin A.G., Kuznetsova E.E., Alekseev A.V., Ovchinnikov V.A., Yashin R.A., Lobin S.V., Sychugov M.S. Reactor tests of fuel rods with different gadolinium content and burnup under fuel melting conditions. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2023. Dimitrovgrad, 2024, RIAR JSC Publ., p. 13 – 15.

9. Dreganov O.I., Kudrin Yu.S., Kudrina I.V. Tests of fuel assembly mock-ups of the SHELF-M reactor system in the MIR reactor. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2023. Dimitrovgrad, 2024, RIAR JSC Publ., p. 18.

Authors

Alexandr A. Tuzov, Director, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niar@niar.ru

Alexey L. Izhutov, Deputy Director, Science & Research, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niar@niar.ru

Alexey L. Petelin, Head of the RIC Department,

E-mail: niar@niar.ru

Andrey V. Burukin, Deputy Head of Department for Science – Head of Physics and Engineering Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niar@niar.ru

Vladimir A. Ovchinnikov, Leading Researcher (retired), PhD in Engineering,

E-mail: niar@niar.ru

Oleg I. Dreganov, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niar@niar.ru

Anton G. Eshcherkin, Senior Researcher,

E-mail: niar@niar.ru

Irina V. Kiseleva, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niar@niar.ru

Irina V. Kudrina, Senior Researcher,

E-mail: niar@niar.ru

Yuriy S. Kudrin, Senior Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Alexander V. Alekseev, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: niiar@niiar.ru

Elena E. Kuznetsova, Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Mikhail A. Mokeichev, Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Alexander N. Markelov, Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Maxim S. Sychugov, Junior Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Eldar Zh. Ziyatdinov, Junior Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru

Roman A. Yashin, Junior Researcher,

E-mail: niiar@niiar.ru