

УДК 621.039.8.002

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.08>*Оригинальная статья / Original paper*

## Основные направления исследований на модернизированном реакторе СМ-3

А.В. Бурукин, М.С. Каплина, Н.К. Калинина, В.А. Кисляков, Д.А. Корнилов, А.Л. Ижатов, Н.Ю. Марихин, В.С. Моисеев, П.С. Палачев, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, В.А. Тарасов

АО «ГНЦ НИИАР»,

433510 Россия, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

**Реферат.** Статья посвящена накопленному опыту использования модернизированной активной зоны с отражателем действующего высокотемпературного реактора СМ-3 для реакторных испытаний материалов ядерной техники. Дано описание компоновки активной зоны после модернизации. Представлена информация по различным типам экспериментальных облучательных устройств. В высокотемпературных петлевых каналах в условиях естественной циркуляции воды разного химического состава проводятся испытания конструкционных материалов (КМ), изделий активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М, материалов поглощающих элементов и источников нейтронов. Успешно продолжается серия реакторных экспериментов по облучению топливных компактов с микросферическим топливом при температуре, которая может быть достигнута в случае нарушения нормальных условий эксплуатации ВТГР. Образцы экспериментального графита и герметизированных (клееных) соединений графита, предлагаемого в качестве конструкционного материала этих реакторов, облучены до достижения целевых значений флюенса нейтронов, проведены реакторные испытания образцов графита из крупногабаритных блоков. Начаты реакторные испытания образцов графита, предлагаемого в качестве конструкционного материала ВТГР, на радиационную ползучесть и малоцикловую усталость с периодическим измерением размеров образцов. В ячейках отражателя испытаны образцы сплавов, предлагаемых в качестве кандидатных конструкционных материалов жидкосолевого реактора, для определения влияния нейтронного излучения на их механические и коррозионные свойства. Облучение образцов проведено в среде топливной соли на основе фторидов лития, натрия и калия с добавками фторидов имитаторов актинидов и теллура, а также гелия и солевого расплава фторидов лития и бериллия с добавкой трифторида плутония. Ведутся работы по созданию петлевой установки с естественной циркуляцией топливной соли на основе расплавов фторидов лития, натрия и калия и ее обеспечивающих систем для испытаний в отражателе реактора образцов конструкционных материалов. Разрабатываются облучательные устройства и стенды для испытаний образцов кандидатных оболочечных конструкционных материалов для реактора ВВЭР-СКД. В нейтронной ловушке реактора и каналах

© Бурукин А.В., Каплина М.С., Калинина Н.К., Кисляков В.А., Корнилов Д.А., Ижатов А.Л., Марихин Н.Ю., Моисеев В.С., Палачев П.С., Петелин А.Л., Сазонтов С.А., Тарасов В.А., 2026

бериллиевого отражателя нарабатываются радиоизотопы медицинского применения с высокой удельной активностью и изотопы трансплутониевых элементов, в том числе калифорний-252, предназначенные для изготовления радионуклидных препаратов для ядерной медицины и источников ионизирующего излучения (гамма-, альфа- и нейтронного излучения).

**Ключевые слова:** реактор SM-3, нейтронная ловушка, модернизация, твэл, графит, облучательное устройство, параметры облучения, ВТГР, ИЖСР, Шельф-М, радионуклиды, трансплутониевые элементы.

**Для цитирования:** Бурукин А.В., Каплина М.С., Калинина Н.К., Кисляков В.А., Корнилов Д.А., Ижутов А.Л., Марихин Н.Ю., Моисеев В.С., Палачев П.С., Петелин А.Л., Сазонтов С.А., Тарасов В.А. Основные направления исследований на модернизированном реакторе SM-3. *Известия вузов. Ядерная энергетика.* 2026;2:115–134. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.08>

## Введение

Высокопоточный корпусной водо-водяной исследовательский реактор SM-3 на промежуточных нейтронах с нейтронной ловушкой является уникальной экспериментальной установкой Российской Федерации, имеет наибольшую плотность потока нейтронов  $5 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$  среди остальных действующих исследовательских реакторов [1]. В настоящее время только исследовательский реактор HFIR Окриджской Национальной лаборатории (США) имеет сопоставимые с SM-3 характеристики, но при этом имеет в два раза меньший коэффициент использования реактора при меньшем значении плотности потока нейтронов. Конструктивные особенности и экспериментальное оснащение реактора SM-3 позволяют проводить различные внутриреакторные инструментированные исследования материалов в интересах ядерной и термоядерной энергетики и нарабатывать широкий спектр радиоизотопов научного, медицинского и промышленного назначений [2].

В течение более 60-ти лет работы на реакторе SM-3 выполнен большой комплекс испытаний материалов и топлива для энергетических реакторов типа ВВЭР, РБМК, транспортных ядерно-энергетических установок и термоядерных реакторов. Получены первые результаты по радиационной стойкости аустенитных и ферритно-мартенситных сталей типа ЧС-68, ЭП-172, ЭП-450 для твэлов и ТВС быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Впервые получены данные по уникальной радиационной стойкости сплава типа ЭП-630 (аналог 42ХНМ), широко используемого в активных зонах корабельных реакторов, плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных станций малой мощности (АСММ).

Испытаны различные марки графитов, жаростойких материалов для высокотемпературных газовых реакторов, перспективных материалов на основе бериллия и материалов для термоядерных реакторов при температурах 1000 – 2500°C в повреждающих дозах до 25 сна/год.

Реактор эффективно используется для наработки широкого спектра радиоактивных нуклидов медицинского и промышленного назначения, включая трансплутониевые элементы (ТПЭ) ( $^{33}\text{P}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{75}\text{Se}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{113}\text{Sn}$ ,  $^{119}\text{mSn}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{188}\text{W}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{248}\text{Cm}$ ,  $^{249}\text{Bk}$ ,  $^{252}\text{Cf}$  и др.), проведения фундаментальных научных исследований с использованием нейтронного излучения реактора и созданных с его помощью источников нейтринно сверхвысокой активности.

В высокопоточных исследовательских реакторах критическими компонентами, определяющими ресурс работы, являются внутрикорпусные устройства, прежде всего – опорная конструкция активной зоны. С момента предыдущей реконструкции в 1992 г. реактор СМ-3 проработал на мощности более 25-ти лет и к 2021 г. полностью исчерпывал установленный и продленный ресурс работы внутрикорпусных устройств, включая опорную конструкцию активной зоны. В связи с выработкой ресурса центральной зоны было принято решение о ее замене с одновременной модернизацией активной зоны для расширения экспериментальных возможностей реактора СМ-3 и повышения эффективности его использования. После проработки многочисленных вариантов была сформирована новая конфигурация активной зоны. Специалисты института разработали технический проект, рабочую конструкторскую документацию и изготовили новые конструктивные компоненты активной зоны [2, 3].

Основными целями модернизации активной зоны реактора СМ-3 являлись разработка и создание новой активной зоны с улучшенными экспериментальными характеристиками, повышение эффективности использования, улучшение надежности и безопасности эксплуатации, обеспечение продления срока эксплуатации реакторной установки до 2040 г. Достижение поставленных целей позволит в конечном итоге сохранить лидирующие позиции Российской Федерации в области высокопоточных исследовательских материаловедческих реакторов для проведения прикладных и фундаментальных научных исследований.

Основная научно-техническая идея заключалась в разработке новой компоновки активной зоны с увеличением не менее чем в два раза объема нейтронной ловушки и количества экспериментальных ячеек со сверхвысокой плотностью потока нейтронов до  $5 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$  за счет инновационной компоновки нейтронной ловушки и активной зоны.

Для этого были выполнены конструкторские проработки и расчетные исследования различных вариантов компоновок нейтронной ловушки и активной зоны. В результате детальных расчетно-конструкторских исследований была разработана нейтронная ловушка без использования конструктивно и технологически трудоемких бериллиевых вкладышей, имеющих ограниченный временной ресурс (не более двух лет эксплуатации) из-за высокой повреждающей дозы в центре активной зоны реактора. Также для обеспечения дополнительного экспериментального объема в центре активной зоны была обоснована возможность исключения центрального компенсирующего органа (ЦКО), что потребовало разработку и создание новых более эффективных компенсирующих органов вместо рабочих органов (РО) аварийной защиты (АЗ) с обоснованием совмещения ими функций компенсации реактивности (РО АЗ-КО). Компоновка нейтронной ловушки до и после модернизации [4] представлена на рис. 1, а картограмма активной зоны на рис. 2.

Уникальная научная установка «Высокопоточный исследовательский реактор СМ-3» по значимости выполняемых прикладных и фундаментальных научных исследований включена в реестр уникальных научных установок национальной технологической базы Российской Федерации. После модернизации реактор СМ-3 обеспечивает

- сохранение и существенное развитие экспериментальной базы для наработки практически всей линейки изотопов медицинского и промышленного назначения;
- возможности испытаний и исследований свойств новых материалов и ядерного топлива для инновационных ядерно-энергетических установок;

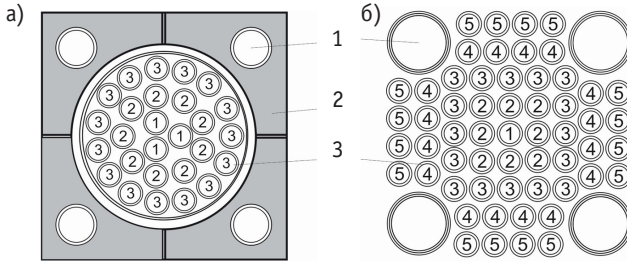


Рис. 1. Компоновка нейтронной ловушки реактора SM-3: а) – компоновка до модернизации; б) – компоновка после модернизации; 1 – стержни аварийной защиты; 2 – бериллиевые вкладыши; 3 – экспериментальные ячейки (цифра соответствует номеру ряда ячеек)

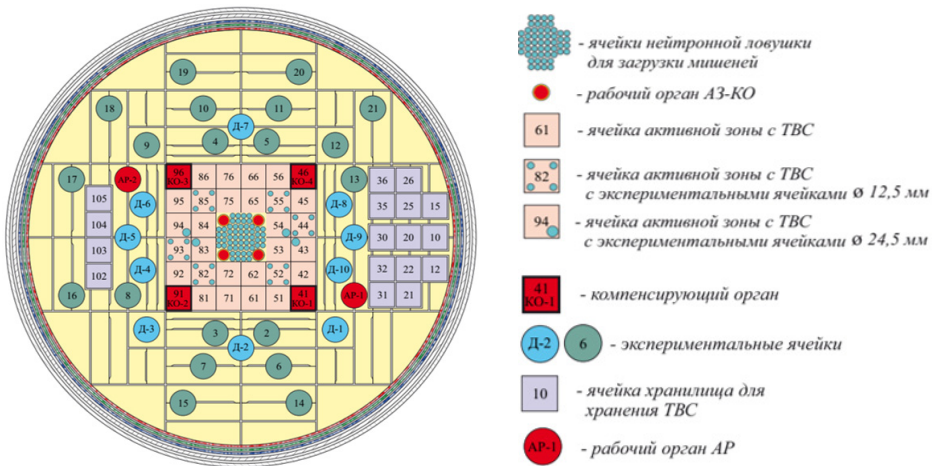


Рис. 2. Картограмма активной зоны реактора SM-3

- расширение линейки и объемов производства ТПЭ и радионуклидов с высокой удельной активностью;
- получение новых фундаментальных знаний, в том числе в области открытия и исследования свойств искусственно полученных сверхтяжелых элементов [2].

## Испытания в высокотемпературном канале реактора SM-3

Для испытаний облучательных устройств (ОУ) в водном теплоносителе с заданным водно-химическим режимом (ВХР) в реакторе SM-3 применяются высокотемпературные каналы с естественной циркуляцией теплоносителя (ЕЦТ). Полость канала подсоединяется к компенсатору объема петлевой установки ВП-3 и заполняется водой. Отличительной особенностью таких каналов является наличие между внутренним и внешним его корпусами теплоизолирующего газового зазора. Наличие разделителя потока позволяет организовать контур естественной циркуляции и получить температуру теплоносителя в канале до 340°C при давлении до 16 МПа.

Конструкция высокотемпературного канала реактора SM-3 с типовым ОУ представлена на рис. 3.

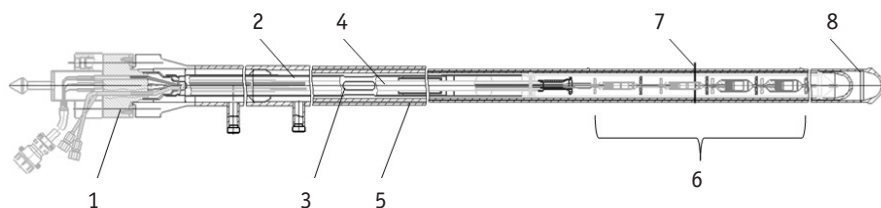


Рис. 3. Чертеж высокотемпературного канала реактора СМ-3 с типовым ОУ: 1 – фланец ОУ; 2 – разделитель потока; 3 – переливные окна; 4 – несущая труба; 5 – внешний корпус канала; 6 – участок размещения образцов; 7 – СПАЗ; 8 – внутренний корпус канала

## Испытания конструкционных материалов

Для получения данных по влиянию облучения на механические свойства листов и прутков из высоконикелевого сплава UNS N07718 отечественного производства применительно к условиям эксплуатации провели испытания плоских и цилиндрических образцов и определили их механические свойства до и после реакторного облучения.

Прижимные пружины предназначены для удерживания ТВС в реакторах PWR от всплытия под действием потока теплоносителя. Для выполнения данной функции материал пружин должен обладать высокой стойкостью к деформации, определяемой характеристиками прочности и стойкости к релаксации.

Образцы облучались при температуре от 330 до 350°C до достижения повреждающей дозы 0,3 с.н.а.

Также имеется опыт с облучением пластинчатых образцов, нагруженных по четырехточечной схеме нагружения в специальных пеналах. Конструкция ОУ позволяет периодически извлекать пеналы, выявлять появление трещин и определять остаточные напряжения в образцах в условиях радиационно-защитной камеры при помощи разработанного в АО «ГНЦ НИИАР» релаксометра.

## Испытания изделий активной зоны РУ Шельф-М

Развитие атомных станций малой мощности (АСММ) является одним из приоритетных направлений деятельности Росатома. АСММ целесообразно использовать в качестве энергоисточника в регионах с децентрализованным электроснабжением, в частности, в Арктике и Восточной Сибири. Одними из востребованных являются АСММ в диапазоне мощности до 20 МВт – разработанная в АО «НИКИЭТ» реакторная установка Шельф-М [5, 6].

В реакторе СМ-3 в режимах, приближенных к штатному режиму работы реакторной установки малой мощности «Шельф-М», проведено две серии реакторных испытаний макета стержня аварийной защиты и макета стержня компенсирующей группы для подтверждения их работоспособности.

Макет стержня аварийной защиты комбинированный состоит из двух поглощающих элементов, с шарнирным соединением. Каждый поглощающий элемент состоит из оболочки, заполненной поглощающим материалом. Во внутренних полостях элементов над столбом поглощающего материала предусмотрен компенсационный объем, предназначенный для сбора гелия. Верхний поглощающий элемент заполнен

горячепрессованными вкладышами из карбида бора ( $B_4C$ ). Нижний поглощающий элемент заполнен вкладышами из сплава БС-15-3. Макет стержня компенсирующей группы состоит из гладкоцилиндрической оболочки, заполненной порошком титаната диспрозия ( $Dy_2TiO_5$ ) в нижней части и карбидом бора ( $B_4C$ ) в верхней части. Во внутренней полости макета над столбом поглощающего материала предусмотрен компенсационный объем, предназначенный для сбора гелия.

Облучательные устройства с такими макетами были размещены в корпусах стальных высокотемпературных каналов, загруженных в ячейки второго и третьего рядов отражателя реактора СМ-3.

Во время реакторных испытаний температура оболочки макета стержня аварийной защиты находилась в диапазоне от 258 до 301°C, оболочки макета стержня компенсирующей группы – от 320 до 339°C.

## Испытания поглощающих элементов и источников нейтронов

Проведены испытания нетопливных компонентов макетов органов регулирования (из титаната и цирконата диспрозия, смеси оксидов диспрозия и иттрия), больших (из титаната и цирконата гадолиния) и малых (из титаната гадолиния, смеси оксидов гадолиния и иттрия) выгорающих поглотителей, источников нейтронов (из америция-241, оксида бериллия) в двух каналах с естественной циркуляцией теплоносителя.

Макеты нетопливных компонентов и источников нейтронов представляют собой оболочку из тонкостенной трубы с заглушками. Внутри макетов нетопливных компонентов находятся сердечники из титаната и цирконата диспрозия, смеси оксидов диспрозия и иттрия, титаната и цирконата гадолиния, титаната гадолиния, смеси оксидов гадолиния и иттрия, оксидов бериллия, внутри макетов источников нейтронов — америций-241 и порошок бериллия. Сердечники прижаты пружинами. Облучательные устройства с такими макетами были размещены в корпусе стального высокотемпературного канала, загруженного в ячейку первого ряда отражателя реактора СМ-3.

Температура теплоносителя на участке размещения макетов нетопливных компонентов при облучении была в диапазоне от 320 до 335°C, макетов источников нейтронов – от 295 до 310°C. Достигнут флюенс быстрых ( $E > 0,1$  МэВ) нейтронов на уровне СПАЗ –  $11,2 \cdot 10^{21}$  см<sup>-2</sup>.

## Испытания материалов и топлива ВТГР

Решением Президиума НТС Госкорпорации «Росатом» от 11.11.2021 разработка атомной энерготехнологической станции на основе высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) признана одним из приоритетных направлений в рамках разрабатываемых Государственной программы и Стратегии атомной энергетики, в том числе для производства «низкоуглеродного» водорода. В рамках комплексного проекта ведется разработка технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции (АЭС) с ВТГР.

## Испытания графита ВТГР

Для получения данных по поведению под облучением и обоснованию работоспособности графита, изготовленного по новой технологии, в ячейках отражателя реактора СМ-3 проведены испытания образцов экспериментального графита и его герметизированных (клееных) соединений, предлагаемых к использованию в качестве конструкционного материала реакторной установки АЭС с ВТГР для производства водорода.

В составе двух ОУ испытаны цилиндрические образцы в ячейках первого ряда отражателя при температуре  $\sim 1250^\circ\text{C}$  в среде гелия до достижения требуемого флюенса (рис. 4).

В составе двух ОУ в настоящее время проводятся реакторные испытания на ползучесть и малоцикловую усталость в ячейках первого ряда отражателя при температуре  $\sim 750^\circ\text{C}$  в среде гелия. ОУ имеет в своем составе нагружающее устройство на основе сильфонов, которое создает требуемую сжимающую нагрузку на образцы. Периодически, при достижении определенных значений флюенса, проводится инспекция образцов для контроля их целостности и определения геометрических размеров. После завершения реакторных испытаний образцы будут переданы на материаловедческие исследования и испытания.

## Испытания топлива ВТГР

Специалистами АО «НИИ НПО "ЛУЧ"» разработаны технологические основы производства топлива ВТГР, которое представляет собой микротвэлы (МТ), состоящие из сферического топливного сердечника (керна из диоксида урана) с многослойным защитным покрытием (TRi-structural ISotropic particle fuel, TRISO-топливо) [7]. Микротвэлы размещены в графитовой матрице и упакованы в цилиндрические топливные компакты (ТК) [8–10].

Для проведения испытаний ТК ВТГР были выбраны ячейки второго ряда отражателя реактора СМ-3 (см. рис. 2), изготовлены облучательные устройства: два для облучения в нормальных условиях при температуре до  $1300^\circ\text{C}$  в течение 200 и 404 суток (ОУ-1 и ОУ-2, рис. 5), два для испытаний в аварийном режиме при температуре до  $1600^\circ\text{C}$  в течение 500 часов (ОУ-2 и ОУ-4, рис. 6 и рис. 7 соответственно) и одно для испытаний в аварийном режиме при экстремальной температуре  $\sim 1700^\circ\text{C}$  в течение 300 часов (ОУ-3). Конструкция ОУ обеспечивала возможность анализа работоспособности микротвэлов путем проверки их герметичности во время эксплуатации. Каждое ОУ

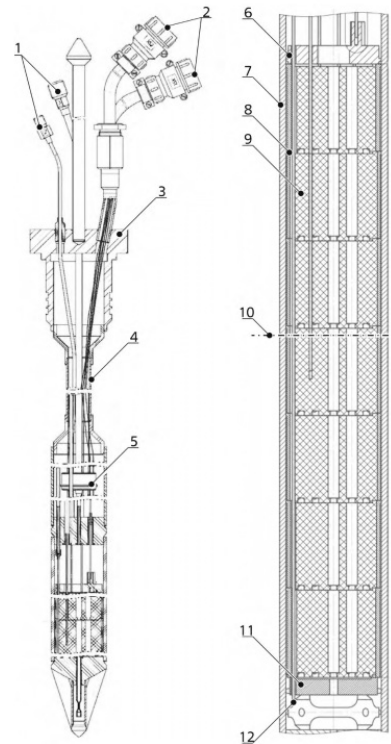


Рис. 4. ОУ для испытаний графитовых образцов: 1 – газовые линии; 2 – разъемы для подключения термоэлектрических преобразователей; 3 – фланец; 4 – подвеска; 5 – проколное устройство; 6 и 11 – верхний и нижний торцевые нагреватели; 7 – корпус ампулы; 8 – кольцевой нагреватель; 9 – обойма; 10 – центральная плоскость активной зоны; 12 – капилляр для заполнения ампулы инертным газом

## Main Areas of Research for the Refurbished SM-3 Reactor

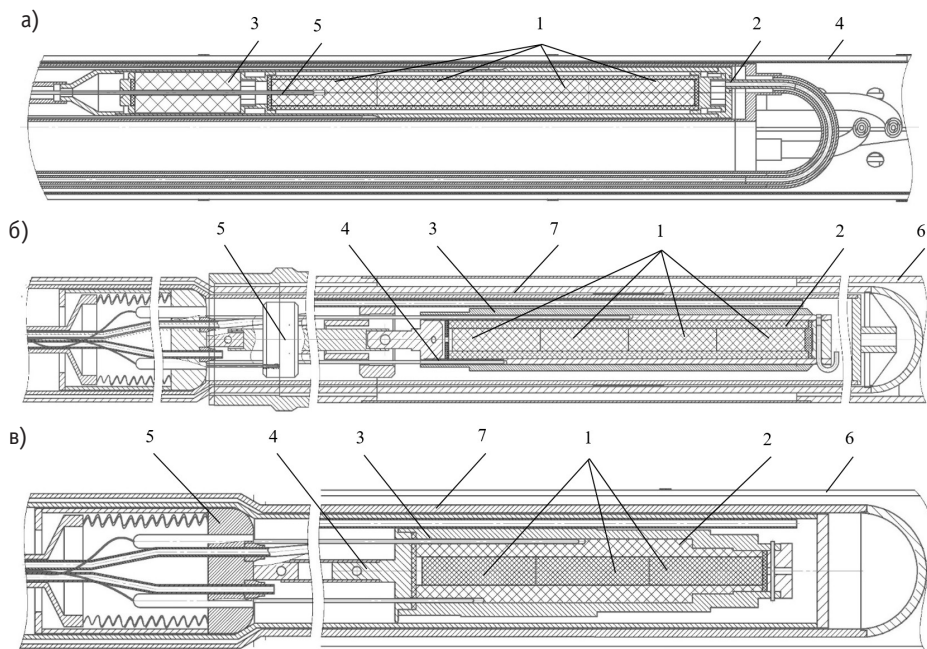


Рис. 5. Рабочие участки облучательных устройств:

- а) рабочий участок ОУ-1, ОУ-2 и ОУ-2М: 1 – ТК, 2 – трубка для заполнения полости капсулы инертным газом, 3 – графитовый фильтр, 4 – экран из гафниево-вольфрамовой проволоки, 5 – ТЭП ВР;
- б) рабочий участок ОУ-3: 1 – ТК, 2 – графитовая обойма, 3 – молибденовый стакан, 4 – ТЭП ВР, 5 – ванадиевая втулка, 6 – экран из нержавеющей стали, 7 – корпус капсулы;
- в) рабочий участок ОУ-4: 1 – ТК, 2 – графитовая обойма, 3 – ТЭП ВР, 4 – молибденовый стакан, 5 – затвор, 6 – экран из нержавеющей стали, 7 – корпус ампулы

имело в своем составе герметичные капсулы с ТК, из которых во время испытаний периодически проводились отборы проб газовой среды для обнаружения вышедших за пределы защитных покрытий МТ продуктов деления топлива.

ТК, облученные в составе ОУ-1 при  $1300^{\circ}\text{C}$ , были отправлены на послереакторные исследования. ТК, облученные в составе ОУ-2 при  $1300^{\circ}\text{C}$ , были подвержены повторным реакторным испытаниям: ТК одной капсулы облучались при температуре до  $1600^{\circ}\text{C}$ , а двух других – до  $1300^{\circ}\text{C}$ , в составе модернизированного ОУ-2 в течение 500 часов. После разделки ОУ-2 четыре ТК были облучены в составе ОУ-3 при температуре  $1700^{\circ}\text{C}$  в течение  $\sim 300$  часов. В результате реакторных испытаний получены данные о вышедших за пределы покрытий МТ продуктах деления топлива в процессе облучения ТК в условиях нормальной эксплуатации и в условиях нарушения нормальной эксплуатации ВТГР.

После завершения облучения проведено гамма-сканирование капсул с ТК, после чего ТК извлечены из капсул. Все ТК осмотрены и сфотографированы, проведены измерения их размеров и плотности. Проведено количественное определение продуктов деления в матричном графите ТК, графитовых обоймах, фильтров и на внутренней поверхности капсул. Выполнены металлографические исследования и исследования методами сканирующей электронной микроскопии и рентгеноспектрального электронно-зондового микроанализа.

В результате проведенных экспериментов была подтверждена работоспособность ТК в условиях нормальной эксплуатации ВТГР и получены данные о поведении топлива

в аварийных условиях. Данные по выходу продуктов деления из ТК с МТ в процессе облучения коррелируют с результатами послереакторных исследований.

## Испытания конструкционных материалов ИЖСР

Разработка исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР) проводится в рамках работ по созданию новой технологии утилизации минорных актинидов в специализированных жидкосолевых реакторах-сжигателях. Создание ИЖСР требует отработки технологий обращения с топливом, разработки нормативной базы по безопасности, расчетных методик для обоснования безопасности, применения проверенных конструкционных материалов и т.д. Эти задачи должны быть решены в ходе создания и эксплуатации исследовательского жидкосолевого реактора. Для обоснования конструктивных решений при проектировании реакторной установки ИЖСР необходимо проведение всесторонних материаловедческих исследований, в том числе дореакторных, реакторных и послереакторных испытаний образцов кандидатных конструкционных материалов РУ ИЖСР.

## Испытания конструкционных материалов в капсулах с топливной солью

Целью проведения испытаний в реакторе СМ-3 является определение влияния нейтронного облучения и среды на механические и коррозионные свойства выбранного КМ в обоснование возможности его дальнейшего применения для изготовления конструктивных элементов РУ ИЖСР.

Объектом испытания являются образцы, изготовленные из основного металла и металла сварных соединений выбранного КМ. При проведении реакторных испытаний в ампульном облучательном устройстве размещаются следующие типы образцов:

- цилиндрические – для испытаний на растяжение;
- плоские – для испытаний на растяжение;
- пластины – для испытаний на коррозионную стойкость;
- цилиндрические – для определения радиационного распухания;
- кольцевые – для испытаний на растяжение.

ОУ представляет собой герметичную ампулу, в которой размещаются обоймы с отверстиями для капсул с солью и образцов. Типовая конструкция ОУ представлена на рис. 6.

В одном ОУ размещаются в несколько этажей капсулы с образцами, заполненными топливной солью требуемого состава. Часть образцов размещаются на отдельных этажах для испытаний в среде гелия.

Условия облучения:

- температура образцов при облучении – 650 – 750°C;
- максимальный флюенс быстрых ( $E \geq 0,1$  МэВ) нейтронов –  $1,38 \cdot 10^{21}$  см<sup>-2</sup>;
- среда в герметичных капсулах с образцами – солевой расплав на основе FLiNaK или FLiBe с топливными коррозионными добавками;
- среда в ампуле облучательного устройства – инертный газ (гелий, неон);

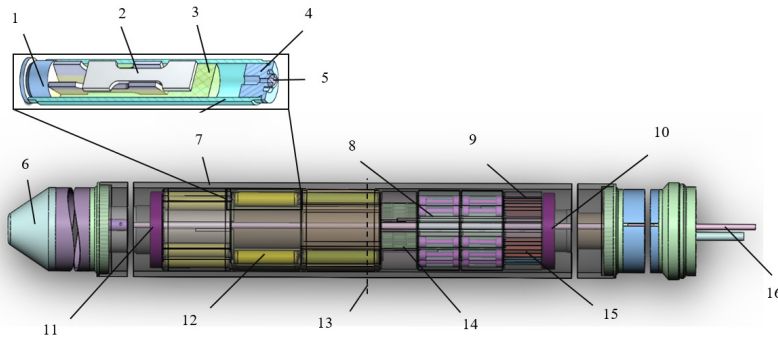


Рис. 6. Конструкция ОУ для испытаний капсул с солью: 1 – нижняя пробка; 2 – образец; 3 – соль; 4 – верхняя пробка; 5 – капилляр для заполнения инертным газом; 6 – хвостовик; 7 – корпус ампулы; 8 – цилиндрический образец на растяжение; 9 – пластинчатый образец; 10 – верхний радиационный нагреватель; 11 – нижний радиационный нагреватель; 12 – капсулы с солью; 13 – уровень соли/СПАЗ; 14 – плоский образец на растяжение; 15 – цилиндрический образец на распухание; 16 – газовые линии

- место облучения ячейки второго и третьего рядов отражателя.

После реакторных испытаний капсулы и образцы передаются для проведения материаловедческих исследований и испытаний.

## Петлевая установка с топливной солью

В АО «ГНЦ НИИАР» разработана и изготовлена реакторная жидкосольевая петлевая установка для реактора SM-3, которая позволит проводить имитационные испытания конструкционных материалов при параметрах эксплуатации корпуса и внутрикорпусных устройств реакторов на расплавленных солях.

Петлевая установка состоит из следующих компонентов:

- двухкорпусной петлевой канал с естественной циркуляцией топливной соли;
- экспериментальное ОУ с образцами КМ;
- газо-вакуумный стенд;
- стенд заполнения петлевого канала расплавом солей;
- стенд управления электрическими нагревателями;
- стенд отбора проб газовых продуктов деления с участком гамма-спектрометрического анализа;
- система радиационного контроля;
- система выдержки высокоактивных газов;
- система выгрузки образцов;
- хранилище облученных каналов.

Схема петлевой установки представлена на рис. 7.

## Разработка устройств для испытаний в условиях СКД

Перспективным направлением развития атомной энергетики, включенным в «Энергетическую стратегию России на период до 2030 года», является разработка

## Основные направления исследований на модернизированном реакторе СМ-3

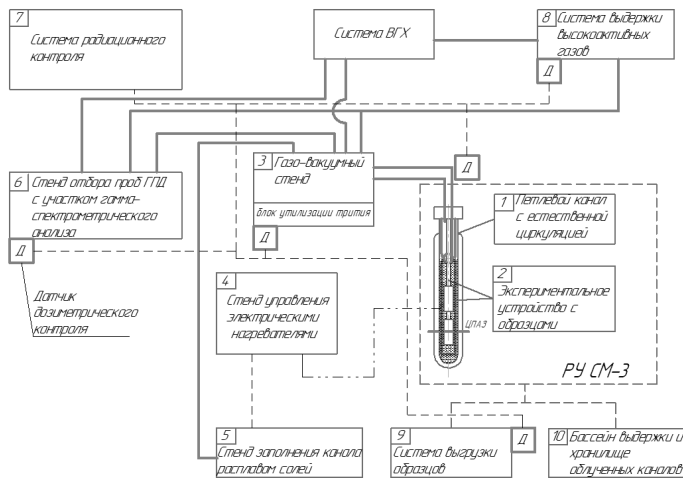


Рис. 7. Схема петлевой установки

нового поколения водо-водяных энергетических реакторов со сверхкритическим давлением (ВВЭР-СКД). Главной характеристикой этого типа реактора станет высокий коэффициент полезного действия – КПД (45%) и его адаптация для применения в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) [11]. Водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР), или его зарубежный аналог PWR, на сегодняшний день является самым распространенным. Имеется многолетний опыт эксплуатации реакторов данного типа, а также выявлены его сильные и слабые стороны технических, конструктивных и технологических решений [1]. Реактор ВВЭР имеет низкую температуру теплоносителя на выходе из активной зоны (АЗ), следовательно, невысокую эффективность энергоблока. Повышение эффективности может быть достигнуто путем перехода к сверхкритическим параметрам водяного теплоносителя [12].

Одна из основных проблем при создании реактора ВВЭР-СКД – отсутствие материалов, способных с учетом фактора радиации выдержать температуру теплоносителя 550 – 600°C и давление теплоносителя ~ 25 МПа [13]. Одним из основных этапов при выборе и обосновании работоспособности конструкционных материалов оболочек твэлов является проведение внутрореакторного облучения с последующим исследованием и обоснованием радиационной стойкости кандидатных материалов, стойкости к общей коррозии и к коррозионному растрескиванию под напряжением.

В АО «ГНЦ НИИАР» разработана конструкция облучательного устройства для проведения внутрореакторных испытаний макетов твэлов ВВЭР-СКД с сердечниками на основе имитаторов распухания [14].

Для создания и поддержания высокого давления водяного теплоносителя при проведении внутрореакторных испытаний кандидатных КМ активной зоны ВВЭР-СКД в реакторах СМ-3 разработана и находится на стадии изготовления система контроля и поддержания ВХР (рис. 8). Система состоит из следующих зон:

- зоны водоподготовки, обеспечивающей стелд раствором нужной степени очистки;
- зоны низкого давления, предназначенной для подготовки стелда к реакторным испытаниям ОУ: вакуумирование всех газовых полостей, сосудов, линий с последующим заполнением их гелием и обеспечение требуемой газовой среды в межкорпусном зазоре канала;

Main Areas of Research for the Refurbished SM-3 Reactor

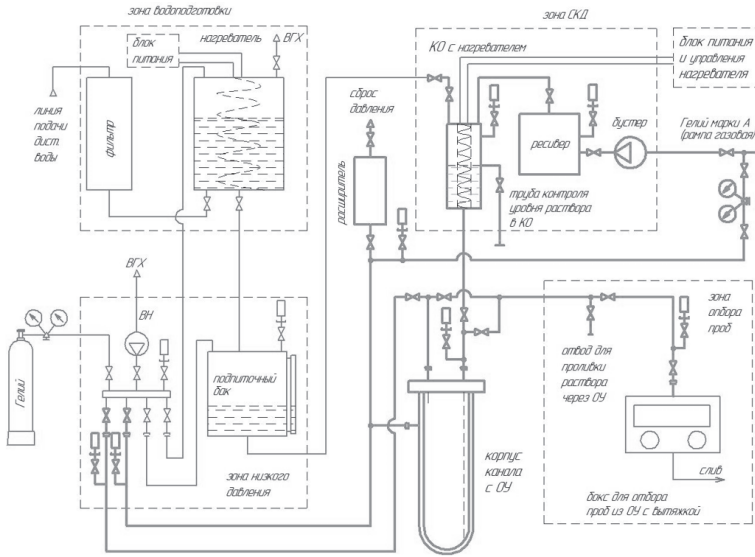


Рис. 8. Схема системы контроля и поддержания ВХР

- зоны высокого давления, к которой относятся компенсатор давления, ресивер, бустер и соединяющие их трубопроводы;
- зоны отбора проб теплоносителя, включающей в себя защитный бокс с вытяжкой, отвод для отбора проб теплоносителя и соединяющие их трубопроводы.

Наработка радионуклидов

Уникальная научная установка «Высокопоточный исследовательский реактор SM-3» используется для производства радионуклидов массового спроса, таких как кобальт-60, иридий-192, селен-75, изотопов трансплутониевых элементов и других.

Центральная нейтронная ловушка является одним из наиболее востребованных экспериментальных устройств реактора SM-3, поскольку в ее ячейках достигаются максимальные значения плотности потока тепловых нейтронов. После модернизации за счет отказа от использования бериллиевых вкладышей и размещения на их месте дополнительных ячеек их общее количество удалось увеличить с 27-ми до 57-ми (рис. 9). Таким образом, полезный объем, который может быть использован для наработки радионуклидов, увеличился в 2,11 раза.

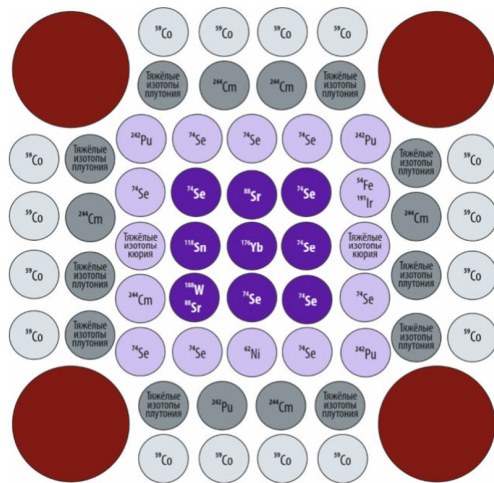


Рис. 9. Картограмма реальной загрузки модернизированной нейтронной ловушки нуклидами

Ячейки центральной нейтронной ловушки преимущественно используются следующим образом (см. рис. 2):

- ячейки 42 – 57 для наработки кобальта-60;
- ячейки 26 – 41 для облучения мишеней с тяжелыми изотопами плутония, плутонием-242, америцием-243 и кюрием-244;
- ячейки 10 – 25 для активации сердечников источников на основе селена-75, накопления радионуклидов, требующих длительного облучения в потоке с высокой плотностью нейтронов: никеля-63, бария-133 и железа-55, а также для облучения мишеней с тяжелыми изотопами кюрия с целью эффективной наработки калифорния-252;
- ячейки 1 – 9 для получения радионуклидов с уникально высокой удельной активностью: вольфрама-188, стронция-89, цезия-131, лютеция-177 [15].

В каналах отражателя реактора СМ-3 реализована масштабная наработка иридия-192, кобальта-60 и углерода-14. Для получения иода-125 в канале отражателя реактора установлено облучательное устройство петлевой ксеноновой установки, не имеющей аналогов в мире [16].

## Заключение

Высокопоточный корпусной водо-водяной исследовательский реактор СМ-3 на промежуточных нейтронах с нейтронной ловушкой является уникальной экспериментальной установкой Российской Федерации, имеющей наибольшую плотность потока нейтронов до  $5,5 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \times \text{см}^{-2}$  среди всех остальных действующих исследовательских реакторов в мире. Характеристики реактора СМ-3, недостижимые для исследовательских реакторов с меньшим потоком нейтронов, дают возможности решать широкий спектр научных и прикладных задач в обеспечение научно-технического лидерства Российской Федерации и независимого развития отечественной ядерной энергетики.

Ввод в эксплуатацию реактора СМ-3 с модернизированной активной зоной обеспечивает существенное расширение возможностей экспериментальных исследований для обоснования инновационных проектов ядерно-энергетических установок, наработки уникальной радиоизотопной продукции и проведения фундаментальных исследований:

- впервые за последние 50 лет начались реакторные испытания материалов в среде расплавленной соли для обоснования проектных решений жидкосолевого реактора – дожигателя минорных актинидов, являющегося элементом разрабатывающихся перспективных схем двухкомпонентной атомной энергетики будущего;
- проводятся испытания изделий активной зоны реакторной установки Шельф-М, а также конструкционных материалов и поглощающих элементов;
- ведутся реакторные испытания различных типов графитовых материалов и топливных компактов в обоснование технических проектов высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для водородной энергетики;
- разработаны технические предложения экспериментальных устройств для испытаний материалов активной зоны и корпуса реактора перспективного реактора с водой при сверхкритических параметрах ВВЭР-СКД;
- разработаны и внедрены экономически эффективные технологии реакторной наработки и последующего выделения препаратов медицинского назначения:  $^{177}\text{Lu}$  без носителя [17],  $^{225}\text{Ac}$  [18], «Ракурс»  $^{223}\text{Ra}$  [19], налажены их поставки в медицинские радиологические центры для создания инновационных радиофармпрепаратов,

предназначенных для проведения радиологической диагностики и радионуклидного лечения пациентов с онкологическими и неонкологическими заболеваниями;

- проведенная успешная модернизация исследовательского реактора SM-3, разработанные и внедренные технологии позволили обеспечить полномасштабную наработку изотопов трансурановых элементов  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{248}\text{Cm}$ ,  $^{249}\text{Bk}$  и  $^{249,251}\text{Cf}$  для проведения на ускорительном комплексе на базе циклотрона ДЦ-280 в Лаборатории ядерных реакций им. Г.Н. Флерова ОИЯИ серии экспериментов по синтезу и изучению свойств сверхтяжелых элементов [20].

В конечном итоге, успешно проведенная модернизация реактора SM-3 позволила сохранить и серьезно укрепить лидирующие позиции нашей страны в области исследовательских реакторов, являющихся ключевым элементом сложного научно-технического комплекса, работающего над созданием инновационных ядерных технологий для их использования в различных отраслях экономики, и значимо расширить российское присутствие на мировых рынках ядерных НИОКР и услуг.

Комплексная модернизация и продление срока эксплуатации уникальной научной установки – исследовательского реактора SM-3 имеет стратегическое значение для научно-технологического и инновационного развития Российской Федерации [2].

### Литература

1. The IAEA Research Reactor Database (RRDB). URL: <https://nucleus.iaea.org/rrdb/#/home/> (дата обращения 04.05.2026).

2. Тузов А.А., Ижухов А.Л., Малков А.П., Петелин А.Л., Сазонтов С.А. Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора SM-3. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;2:30–40. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.03>

3. Izhutov A.L., Malkov A.P., Petelin A.L., Sazontov S.A., Starkov V.A. SM reactor core modernization program. Proc. of the European Research Reactor Conference (RRFM 2017), Rotterdam, The Netherlands, 2017, A0093. URL: <https://www.euronuclear.org/download/proceedings-rrfm-2017/> (дата обращения 27.03.2024).

4. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Petelin A.L., Divnogorsky A.V. Status of the SM-3 reactor core refurbishment. Proc. of the European Research Reactor Conference (RRFM 2019), Jordan, 2019. URL: <https://www.euronuclear.org/download/rrfm-2019-part-3/> (дата обращения 24.04.2024).

5. Андреева Л.А., Гольцов Е.Н., Каплиенко А.В., Кудинов В.В., Куликов Д.Г., Молоканов Н.А., Пименов А.О. Актуальные задачи развития объектов малой энергетики. АСММ на базе реакторной установки ШЕЛЬФ-М. *Атомная энергия*. 2020;129(4):134–163. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44516150> (дата обращения 04.05.2026).

6. Куликов Д.Г., Каплиенко А.В., Кудинов В.В., Жеребцов Е.И., Разводова А.А. Энергоблок на базе реакторной установки ШЕЛЬФ-М для АСММ: инновационные решения и обоснование безопасности. *Атомная энергия*. 2025;139(4):132–139. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5543> (дата обращения 04.05.2026).

7. Перспективы развития высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов». Научный портал «Атомная энергия 2.0», 22.03.2017 г. URL: <https://www.atomic-energy.ru/technology/73919> (дата обращения: 16.01.2023).

8. Пономарев-Степной Н.Н. Атомно-водородная энергетика. В сборнике: Академия наук и атомная отрасль. Научные сессии Общего собрания членов РАН и Общих собраний отделений РАН. Декабрь 2020 г. Москва, 2021, с. 134–163. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=46120937> (дата обращения 04.05.2026).

9. Каплина М.С., Калинина Н.К., Ильиных Г.А., Дреганов О.И., Марихин Н.Ю., Моисеев В.С. Теплофизический расчет облучательного устройства для облучения топливных компактов в реакторе СМ-3. Сборник докладов XXII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам 13-14 апреля 2022 г., Россия, Московская обл., Подольск. Сборник докладов. Подольск, АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2022, с. 256–263. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49761838&pf=1> (дата обращения 04.05.2026).

10. Тихонов Н.А., Бахин А.Н., Федин О.И. Использование методов термического анализа для изучения теплофизических свойств реакторных материалов на примере топливных компактов для ВТГР. В книге: Новые материалы: Перспективные технологии получения материалов и методы их исследования. Сборник тезисов докладов 21-й Международной школы-конференции им. Б.А. Калина для молодых ученых и специалистов. Москва, 2023, с. 65–66. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=54756186&pf=1> (дата обращения 04.05.2026).

11. Глебов А.П., Клушин А.В., Баранаев Ю.Д. Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2015;1:5–17. DOI: <http://doi.org/10.26583/npe.2015.1.01>

12. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Богословская, Г.П., Никитенко М.П., Макин В.П., Чуркин А.Н. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя. ТЕПЛОФИЗИКА: сборник статей к 65-летию создания Теплофизического отдела ФЭИ. Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ, 2019, с. 204–214. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=21699089> (дата обращения 04.05.2026).

13. Семченков Ю.М., Духовенский А.А., Прошин А.А., Мухачев В.Н., Седов В.Н., Чибиняев А.В. Проблемы и перспективы легководных реакторов нового поколения со сверхкритическим давлением. Труды отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды», Обнинск, 6–7 сентября 2007 г., с. 48–61.

14. Ижутов А.Л., Моисеев В.С., Калинина Н.К., Каплина М.С., Моисеев Д.С. Теплогидравлический расчет конструкции облучательного устройства для проведения внутриреакторных испытаний макетов твэлов ВВЭР-СКД с сердечниками на основе имитаторов распухания ядерного топлива. *Вестник НИЯУ МИФИ*. 2025;14(3):185–191. EDN: CJYOV0. DOI: <https://doi.org/10.26583/vestnik.2025.3.1>

15. Куприянов А.В., Тарасов В.А., Романов Е.Г. Производство радионуклидов в модернизированном реакторе СМ. Тезисы докладов Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 19–21 мая 2021 г. Димитровград, АО ГНЦ НИИАР, 2021, с. 29–30. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?edn=sicdpe> (дата обращения 04.05.2026).

16. Топоров Ю.Г., Романов Е.Г., Тарасов В.А., Звир А.И., Сазонтов С.А., Рябов Д.В. Производство йода-125 в петлевой установке исследовательского реактора. Сборник трудов АО ГНЦ НИИАР. 2018;2:53–58. DOI: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=36424440> (дата обращения: 04.05.2026).

17. Способ катионообменного выделения радионуклида лютеция 177 из облученного в ядерном реакторе иттербия. Патент № 2763745 РФ, МПК G21G 1/06 (2006.01), № 021112345, заявл. 23.04.2021, опубл. 11.01.2022. Заявитель АО «ГНЦ НИИАР», 10 с. Федеральная служба по интеллектуальной собственности: официальный бюллетень «Изобретения. Полезные модели». URL: [https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips\\_servlet?DB=RUPAT&DocNumber=2763745&TypeFile=html](https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=RUPAT&DocNumber=2763745&TypeFile=html) (дата обращения: 30.01.2026).

18. Абдуллоев Р.Г., Буткалюк П.С., Ротманов К.В., Андреев О.И., Борзова А.В., Аббязова В.Г., Буткалюк И.Л. Способ взаимного разделения радия, актиния и тория. Патент № 2833659 РФ, МПК B01D 15/08 (2025.01). № 2024100034, заявл. 09.01.2024, опубл. 28.01.2025. Заявитель АО «ГНЦ НИИАР», 15 с. Федеральная служба по интеллектуальной собственности: официальный бюллетень «Изобретения. Полезные модели». URL: [https://searchplatform.rospatent.gov.ru/doc/RU2833659C1\\_20250128](https://searchplatform.rospatent.gov.ru/doc/RU2833659C1_20250128) (дата обращения: 30.01.2026).

19. Государственный реестр лекарственных средств: карточка лекарственного препарата «Ракурс, 223 Ra» (ПУ № ЛП-№(008170)-(РГ-RU)). Федеральное государственное бюджетное учреждение «Федеральный научно-клинический центр медицинской радиологии и онкологии» ФМБА России. URL: <https://grls.pharm-portal.ru/grls/76ad3d59-a527-471e-a63b-b1165e9c3bee#summary> (дата обращения 04.02.2026).

20. Oganessian Y. From past to future in the science of super heavy elements. *Eur. Phys. J.* 2024;227:A60. DOI: <https://doi.org/10.1140/epja/s10050-024-01431-2> (дата обращения: 04.05.2026).

Поступила в редакцию 20.03.2026

После доработки 06.05.2026

Принята к опубликованию 12.05.2026

### Авторы

Бурукин Андрей Валентинович, зам. начальника отделения «Реакторный исследовательский комплекс» по науке – начальник ФТД, к.т.н.,

E-mail: [burukin@niiar.ru](mailto:burukin@niiar.ru)

Калинина Наталия Константиновна, старший научный сотрудник отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [kalinina.nat@gmail.com](mailto:kalinina.nat@gmail.com)

Каплина Марина Сергеевна, научный сотрудник отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [marina-desantnic@yandex.ru](mailto:marina-desantnic@yandex.ru)

Кисляков Валерий Анатольевич, научный сотрудник отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [walerak@bk.ru](mailto:walerak@bk.ru)

Корнилов Дмитрий Александрович, ученый секретарь АО «ГНЦ НИИАР», к.ф.-м.н.,

E-mail: [kornilovda@niiar.ru](mailto:kornilovda@niiar.ru)

Ижутов Алексей Леонидович, заместитель директора – научный руководитель, к.т.н.,

E-mail: [izhutov@niiar.ru](mailto:izhutov@niiar.ru)

Марихин Николай Юрьевич, ведущий научный сотрудник отделения «Реакторный исследовательский комплекс», к.ф.-м.н.,

E-mail: [fb-mnu@pub.niiar.ru](mailto:fb-mnu@pub.niiar.ru)

Моисеев Виталий Сергеевич, научный сотрудник отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [vitaliy.moiseev.2016@yandex.ru](mailto:vitaliy.moiseev.2016@yandex.ru)

Палачев Павел Сергеевич, начальник лаборатории отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [spsteam@inbox.ru](mailto:spsteam@inbox.ru)

Петелин Алексей Леонидович, начальник отделения «Реакторный исследовательский комплекс», к.ф.-м.н.,

E-mail: [cm2-pal@pub.niiar.ru](mailto:cm2-pal@pub.niiar.ru)

Сазонтов Сергей Аркадьевич, главный инженер реакторных установок СМ-3, РБТ-6,

E-mail: [sasazontov@exc.niiar.ru](mailto:sasazontov@exc.niiar.ru)

Тарасов Валерий Анатольевич, заместитель начальника отделения радионуклидных источников и препаратов,

E-mail: [vatarasov@niiar.ru](mailto:vatarasov@niiar.ru)

UDK 621.039.553

## Main Areas of Research for the Refurbished SM-3 Reactor

Burukin A.V., Kaplina M.S., Kalinina N.K., Kislyakov V.A., Kornilov D.A., Izhutov A.L., Marikhin N.Yu., Moiseev V.S., Palachev P.S., Petelin A.L., Sazontov S.A., Tarasov V.A.

RIAR JSC,

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

### Abstract

This paper discusses the experience gained from employing a refurbished core and reflector in the SM-3 high-flux research reactor for irradiation testing of nuclear materials. The refurbished core as well as various test rigs is also described herein. Irradiation testing of structural materials, core components, absorber materials, and neutron sources is conducted in high-temperature loop channels under natural circulation of water with different chemical compositions. A series of tests with microspherical fuel compacts are being conducted at temperatures that can be achieved in the event of disturbances to the HTGR normal operation. Experimental graphite samples and sealed (glued) graphite compounds, proposed as a structural material for these nuclear reactors, were irradiated to achieve target neutron fluence values. Irradiation tests of graphite samples from large-scale blocks have been conducted. The irradiation testing of graphite proposed for use as a HTGR structural material has begun. Radiation creep and low-cycle fatigue testing, with periodic measurements of sample dimensions, is also underway. Samples of alloys proposed as candidate structural materials for a molten salt reactor were irradiated in the SM-3 reflector to study the effect of neutron irradiation on their mechanical and corrosion properties. The samples were irradiated in a fuel salt based on lithium, sodium and potassium fluorides, with additives of actinide and tellurium fluoride simulators, as well as in helium, and in a molten salt of lithium and beryllium fluorides with the addition of plutonium trifluoride. Work is underway to develop a test facility with natural circulation of fuel salts based on molten lithium, sodium, and potassium fluorides, as well as its supporting systems, for irradiation testing structural materials in the reactor reflector. Irradiation rigs and test facilities are being developed for testing candidate cladding materials for use in the VVER-SKD reactor. The reactor's neutron trap and beryllium reflector channels generate high-specific-activity radioisotopes for medical application, including transplutonium isotopes such as californium-252. These isotopes are used to produce radiopharmaceuticals for use in nuclear medicine as well as ionizing radiation sources (gamma, alpha, and neutron radiation sources).

**Keywords:** the SM-3 reactor, neutron trap, refurbishment, fuel rod, graphite, irradiation rig, irradiation parameters, HTGR, research MSR, SHELF-M, radionuclides, transplutonium elements.

**For citation:** Burukin A.V., Kaplina M.S., Kalinina N.K., Kislyakov V.A., Kornilov D.A., Izhutov A.L., Marikhin N.Yu., Moiseev V.S., Palachev P.S., Petelin A.L., Sazontov S.A., Tarasov V.A. Main Areas of Research for the Refurbished SM-3 Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:115–134. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.08> (in Russian).

### References

1. The IAEA Research Reactor Database (RRDB). URL: <https://nucleus.iaea.org/rrdb/#/home/> (дата обращения: 04.05.2026).
2. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Malkov A.P., Petelin A.L. and Sazontov S.A. SM-3 Core Refurbishment Project. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2024;2:30–40. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.03> (in Russian).

3. Izhutov A.L., Malkov A.P., Petelin A.L., Sazontov S.A., Starkov V.A. SM reactor core modernization program. Proc. of the European Research Reactor Conference (RRFM 2017), Rotterdam, The Netherlands, 2017, A0093. URL: <https://www.euronuclear.org/download/proceedings-rrfm-2017/> (accessed Mar. 27, 2024).
4. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Petelin A.L., Divnogorsky A.V. Status of the SM-3 reactor core refurbishment. Proc. of the European Research Reactor Conference (RRFM 2019), Jordan, 2019. URL: <https://www.euronuclear.org/download/rrfm-2019-part-3/> (accessed Apr. 24, 2024).
5. Andreeva L.A., Goltsov E.N., Kapliencko A.V., Kudinov V.V., Kulikov D.G., Molokanov N.A., Pimenov A.O. Atomic Energy. Actual developmental problems of small energy facilities: SNPP based on the SHELF-M reactor installation. *Atomic Energy*. 2020;129(4):201–207. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00734-7>.
6. Kulikov D.G., Kapliencko A.V., Kudinov V.V., Zherebtsov E.I., Razvodov A.A. Power unit based on the SHELF-M reactor facility for SNPP: innovative solutions and safety justification. *Atomnaya energiya*. 2025;139(4):132–139. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5543> (accessed May 04, 2026) (in Russian).
7. Prospects for the development of high-temperature gas-cooled reactors. Scientific Portal “Atomic Energy 2.0”, Mar. 22, 2017. URL: <https://www.atomic-energy.ru/technology/73919> (accessed Jan. 16, 2023) (in Russian).
8. Ponomarev-Stepnoy N.N. Atomic-hydrogen power engineering. Collected volume of the Academy of Sciences and Atomic Industry. Scientific sessions of the general meeting of members of the Russian Academy of Science and the general meetings of departments of the Russian Academy of Sciences. December 2020. Moscow, 2021, pp. 134–163. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=46120937> (accessed May 04, 2026) (in Russian).
9. Kaplina M.S., Kalinina N.K., Ilyinyh G.A., Dreganov O.I., Marikhin N.Yu., Moiseev V.S. Calculations of Thermal and Physical Parameters of Irradiation Rigs for Irradiation of Fuel Compacts in the SM-3 Reactor. In Proc. of the XXII International Conference of Young Specialists on Nuclear Power Plants, April 13–14, 2022, Podolsk, Moscow Region, Russia. Podolsk, OKB GIDROPRESS JSC Publ., p. 256–263. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49761838&ppf=1> (accessed: May 04, 2026) (in Russian).
10. Tikhonov N.A., Bakhin A.N., Fedin O.I. Use Of Thermal Analysis Methods For Studying Thermal And Physical Properties Of Reactor Materials Using Fuel Compacts For HTGR. Available in the book: “New Materials: Promising Technologies for Material Production and Research Methods”. Collected abstracts of the 21 International Kalin School-Conference for Young Scientists and Specialists. Moscow, 2023, p. 65–66. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=54756186&ppf=1> (accessed May 04, 2026) (in Russian).
11. Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Y.D. Prospects For VVER-SKD In a Closed Fuel Cycle. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2015;1:5–17. DOI: <http://doi.org/10.26583/npe.2015.1.01> (in Russian).
12. Kalyakin S.G., Kirillov P.L., Baranaev Yu.D., Glebov A.P., Bogoslovskaya G.P., Nikitenko M.P., Makhin V.M., Churkin A.N. Prospects for Development of an Innovative Water-Cooled Nuclear Reactor for Supercritical Parameters of Coolant. TEPLOFIZIKA: Collected Articles Dedicated to the 65th Anniversary of the Thermal Engineering Department of the Institute for Physics and Power Engineering. Obninsk, IPPE JSC Publ., 2019, p. 204–214. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=21699089> (accessed May 04, 2026) (in Russian).
13. Semchenkov Yu.M., Dukhovenskiy A.A., Proshin A.A., Mujachev V.N., Sedov V.N., Chibinyav A.V. Problems and Prospects of New Generation Light-Water Reactors with Supercritical Pressure. Proceedings of the Sectorial Scientific and Technical Workshop “Reactors with Supercritical Water Parameters”, Obninsk, September 6–7, 2007), p. 48–61.

14. Izhutov A.L., Moiseev V.S., Kalinina N.K., Kaplina M.S. and Moiseev D.S. Calculation of Thermal and Hydraulic Parameters for the Irradiation Rig Used for Irradiation Testing of VVER-SKD Fuel Rodlets with Fuel Cores Based on Nuclear Fuel Swelling Simulators. *Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*. 2025;14(3):185–191. EDN: CJYOV0. DOI: <https://doi.org/10.26583/vestnik.2025.3.1> (in Russian).

15. Kupriyanov A.V., Tarasov V.A. and Romanov E.G. Production of Radionuclides in the Refurbished SM Reactor. Abstracts of the International Conference “Safety of Nuclear Research Reactors”. Dimitrovgrad, May 19-21, 2021. Dimitrovgrad, RIAR JSC Publ., 2021, p. 29–30. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=sicdpe> (accessed May 04, 2026) (in Russian).

16. Toporov Yu.G., Romanov E.G., Tarasov V.A., Zvir A.I., Sazontov S.A. Ryabov D.V. Production of iodine-125 in the loop facility of the research reactor. Proceedings of RIAR JSC. 2018;2:53–58. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=36424440> (accessed May 04, 2026) (in Russian).

17. Method for cation-exchange separation of lutetium-177 radionuclide from ytterbium irradiated in a nuclear reactor Patent RF No. 2763745, IPC G21G 1/06 (2006.01), No. 2021112345, application dated April 23, 2021, publ. January 11, 2022. Applicant: RIAR JSC, 10 p. Federal Service for Intellectual Property, Official Bulletin “Inventions. Utility Models”. URL: [https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips\\_servlet?DB=RUPAT&DocNumber=2763745&TypeFile=html](https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=RUPAT&DocNumber=2763745&TypeFile=html) (accessed Jan. 30, 2026) (in Russian).

18. Abdullov R.G., Butkalyuk P.S., Rotmanov K.V., Andreev O.I., Borzova A.V., Abbyazova V.G., Butkalyk I.L. Method of Mutual Separation of Radium, Actinium and Thorium. Patent No. 2833659, RF, IPC B01D 15/08 (2025.01), No. 2024100034, application January 9, 2024, publ. January 28, 2025. Applicant RIAR JSC, 15 pages. Federal Service for Intellectual Property, Official Bulletin “Inventions and Utility Models”. URL: [https://searchplatform.rospatent.gov.ru/doc/RU2833659C1\\_20250128](https://searchplatform.rospatent.gov.ru/doc/RU2833659C1_20250128) (accessed Jan. 30, 2026) (in Russian).

19. State Register of Medicinal Products, Card of Pharmaceutical RAKURS, 223Ra (RU No. LP-(008170)-RG-(RU)). Federal State Budgetary Institution “Federal Research and Clinical Center for Medical Radiology and Oncology” of the Russian Federal Medical and Biological Agency. URL: <https://grls.pharm-portal.ru/grls/76ad3d59-a527-471e-a63b-b1165e9c36ee#summary> (accessed Feb. 4, 2026) (in Russian).

20. Oganessian Y. From past to future in the science of super heavy elements. *Eur. Phys. J.* 2024;227:A60. DOI: <https://doi.org/10.1140/epja/s10050-024-01431-2> (accessed May 04, 2026).

## Authors

Andrey V. Burukin, Deputy Head for Science, Division “Nuclear Research Reactors Complex”, Head of Physics and Power Engineering Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [burukin@niiar.ru](mailto:burukin@niiar.ru)

Natalia K. Kalinina, Senior Researcher, Division “Nuclear Research Reactors Complex”,

E-mail: [kalinina.nat@gmail.com](mailto:kalinina.nat@gmail.com)

Marina S. Kaplina, Researcher, Division “Nuclear Research Reactors Complex”,

E-mail: [marina-desantnic@yandex.ru](mailto:marina-desantnic@yandex.ru)

Valery A. Kislyakov, Researcher, Division “Nuclear Research Reactors Complex”,

E-mail: [walerak@bk.ru](mailto:walerak@bk.ru)

Dmitry A. Kornilov, Scientific Secretary of RIAR JSC, PhD in Physics and Mathematics,

E-mail: [kornilovda@niiar.ru](mailto:kornilovda@niiar.ru)

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

E-mail: [izhutov@niiar.ru](mailto:izhutov@niiar.ru)

Nikolay Yu. Marikhin, Leading Researcher, Division “Nuclear Research Reactors Complex”, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

Main Areas of Research for the Refurbished SM-3 Reactor

E-mail: fb-mnu@pub.niiar.ru

Vitaly S. Moiseev, Researcher, Division “Nuclear Research Reactors Complex”,

E-mail: vitaliy.moiseev.2016@yandex.ru

Pavel S. Palachev, Head of Laboratory, Division “Nuclear Research Reactors Complex”,

E-mail: spsteam@inbox.ru

Alexey L. Petelin, Head of the Division “Nuclear Research Reactors Complex”, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: cm2-pal@pub.niiar.ru

Sergey A. Sazontov, Chief Engineer of the SM-3 and RBT-6 nuclear research reactors,

E-mail: sasazontov@exc.niiar.ru

Valery A. Tarasov, Deputy Head of Radionuclide Sources and Radiopharmaceuticals Division,

E-mail: vatarasov@niiar.ru