УДК 536.24+621.039.553.34

DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.08

Обзор / Review

Теплофизические исследования – фундамент использования натрия в современных реакторах на быстрых нейтронах

А.П. Сорокин, Ю.А. Кузина, В.В. Алексеев, Н.А. Денисова

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,
249033 Россия, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1

Реферат. В результате большого комплекса экспериментальных и расчетно-теоретических исследований натриевого теплоносителя выполнено научное обоснование высокоэффективных технологий и теплогидравлических параметров современных установок с реакторами на быстрых нейтронах БН-600 и БН-800. Представлены и анализируются физико-химические процессы и технология натриевого теплоносителя: образование, массоперенос и осаждение в циркуляционных контурах окислов и продуктов коррозии, методы и средства очистки и контроля примесей в натриевом теплоносителе, а также результаты исследований по гидродинамике и теплообмену в активной зоне и узлах оборудования (теплообменники, парогенераторы «натрий – вода») реакторов БН-600 и БН-800, проточных частях коллекторных систем теплообменников и реакторов. Приводятся данные о физических особенностях и характеристиках процесса кипения жидкометаллического теплоносителя в активной зоне в аварийных режимах, полученные в обоснование теплогидравлики и безопасности реакторов.

Ключевые слова: быстрые реакторы, натрий, физхимия, технология, теплогидравлика, безопасность, эксперимент, расчетные коды, кипение, активная зона, теплообменник, парогенератор, аварийные ситуации.

Для цитирования: Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Алексеев В.В., Денисова Н.А. Теплофизические исследования – фундамент использования натрия в современных реакторах на быстрых нейтронах. *Известия вузов. Ядерная энергетика*.2025;3:112–121. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.08

Введение

Работы по изучению и освоению жидких металлов в качестве одного из направлений создания ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с жидкометаллическим охлаждением начались в 1950-е гг. в ФЭИ (в настоящее время АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)

под руководством А.И. Лейпунского. В качестве теплоносителя для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в нашей стране так же, как и за рубежом благодаря удовлетворительным теплофизическим свойствам и относительной простоте технологических операций при ремонтных работах был выбран натрий [1]. Присущие натрию недостатки – высокая химическая активность в окислительной среде и интенсивное взаимодействие с водой с образованием газообразного водорода, наведенная радиоактивность ^{24}Na и ^{22}Na с периодом полураспада 15 ч и 2,6 года соответственно – обусловили наличие в реакторной установке второго контура также с использованием натрия. Таким образом, была выбрана трехконтурная схема энергетических реакторов на быстрых нейтронах: с натриевым теплоносителем в первом и втором контурах и с пароводяным третьим контуром.

В ФЭИ по инициативе А.И. Лейпунского были созданы экспериментальные стенды с натрием, циркулирующим в качестве теплоносителя, началось изучение теплообмена, технологии и коррозии конструкционных материалов в натрии. В результате совместно с институтами атомной отрасли, Академии наук СССР (РАН) и опытными КБ, выполняющими разработки атомных энергетических и силовых установок, были научно обоснованы высокоэффективные технологические процессы и теплогидравлические параметры реакторных установок, разработаны и практически реализованы аппараты и системы, обеспечившие успешную эксплуатацию принципиально новых реакторных установок с натрием в качестве теплоносителя [2].

Дальнейшее развитие атомной энергетики России, реализация стратегии развития атомной энергетики с замыканием топливного цикла с использованием реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, обеспечение ее конкурентоспособности и сохранение приоритета, которым обладает Россия по АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, требуют продолжения комплекса проблемно-ориентированных теплофизических исследований прежде всего по проектам реакторов на быстрых нейтронах большой мощности БН-1200 и в перспективе их высокотемпературных модификаций БН-ГТ и БН-ВТ.

Исследования физической химии и технологии натриевого теплоносителя

Для использования расплавленных жидких металлов в качестве теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах потребовалось создание нового научного направления – физико-химических процессов в жидкометаллических теплоносителях и технологии натрия, создание оборудования и освоение методов безопасной и эффективной эксплуатации [3].

Одним из приоритетных направлений исследований явилось изучение состояния примесей в натрии. Исследования показали, что основными примесями, влияющими на работоспособность ЯЭУ с натриевым теплоносителем, являются кислород, водород, углерод и их соединения, включая продукты реакции натрия с воздухом и водой, углеводородами (машинным маслом), продукты коррозии конструкционных материалов при длительной эксплуатации реакторов (Fe, Cr, Ni, Mn, Mg), радионуклиды, включая тритий, азот в защитном газе.

Очистка натрия от примесей. Основным условием успешной работы с натриевым теплоносителями явилась глубокая очистка от растворенных и нерастворенных в них примесей. Для практического использования были разработаны холодные ловушки (ХЛ), эффективно очищающие натрий от кислорода и водорода (в основном, оксид, гидрид, гидроокись натрия и частично другие примеси). Для ХЛ разработана оригинальная конструкция [3], имеющая три последовательно расположенные зоны: охлаждаемый отстойник, зону окончательного охлаждения и изотермический фильтр (рис. 1). Емкость по примесям (одна из важнейших эксплуатационных характеристик) в три – пять раз превышает лучшие зарубежные аналоги. ХЛ эффективно очищают натрий от продуктов его взаимодействия с водой.

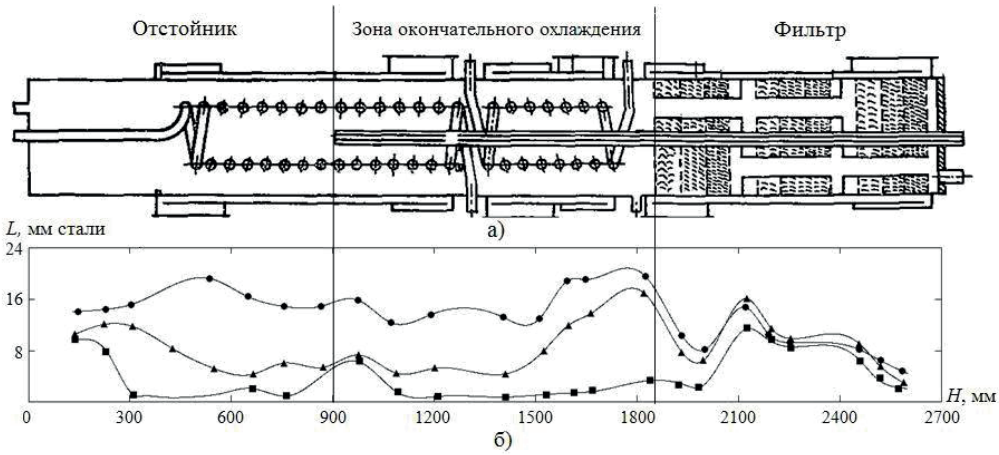

Рис. 1. Прототип 180-литровой ХЛ реактора БН-600 и распределение окиси в ней: а) – продольный разрез анализируемой ловушки; б) – распределение примесей по длине ловушки после накопления: ■ – 14 кг Na_20,▲ – 63 кг Na_20; • – 111 кг Na20; отстойник: $\psi = 45{,}2\%$ (доля удержания Na_20); $C_V = 34{,}3\%$ об. (объемная концентрация); зона окончательного охлаждения: $\psi = 38{,}7\%$; $C_V = 34{,}3\%$ об.; фильтр: $\psi = 16{,}1\%$; $C_V = 13{,}4\%$ об

Контроль содержания примесей. Важной компонентой разработки эффективной технологии натриевого теплоносителя явилось создание эффективных методов контроля содержания примесей [3]. Разработаны различные конструкции пробоотборников и методики анализа проб теплоносителей на водород, кислород, различные формы углерода, металлические примеси. Лучшие результаты по точности и чувствительности анализов были получены с пробоотборником-дистиллятором, а контроль термодинамической активности (ТДА) кислорода, водорода, углерода в натрии – методом равновесных образцов-стандартов (РОС). Для контроля водорода в натрии в качестве материала диффузионной мембраны выбран никель. Для контроля углерода используется датчик с мембраной из железа Армко. Метод РОС был использован для контроля датчиками ТДА углерода в натрии первого контура АЭС БН-600.

Разработана система автоматического контроля водорода в натрии – индикатор водорода автоматический (ИВА), зарекомендовавшая себя как основная система обнаружения течи воды в натрий в действующих быстрых реакторах. В последние годы создан опытный образец малогабаритного датчика контроля водорода в натрии (ИВА-М) [4]. Проведены испытания кислородных электрохимических ячеек [5].

Моделирование массопереноса. Обоснован комплексный подход к изучению теплоносителей как сложной многокомпонентной гетерогенной системы, состояние которой определяется взаимодействием теплоноситель – примеси – конструкционные (технологические) материалы – защитный газ. Характеристики таких систем изучались с использованием разработанных расчетно-теоретических и экспериментальных методик. Было обосновано допустимое содержание примесей в них и в защитном газе. Для кислорода, углерода, водорода, азота оно определяется коррозией, а для газообразных продуктов деления, цезия, стронция – радиационной обстановкой в реакторной установке и за ее пределами.

На этой основе разработаны коды, позволяющие прогнозировать поведение системы во всех режимах эксплуатации ЯЭУ [1]. Для минимизации последствий течи воды в натрий был выполнен комплекс исследований по обоснованию систем раннего обнаружения течей, быстрому их прекращению Исследования истечения натрия из контуров быстрых реакторов показали, что внутренних причин для быстрого образования крупных дефектов нет. Разработаны специальные средства тушения натриевых пожаров и предотвращения попадания продуктов горения натрия в окружающую среду.

Исследования в обоснование теплогидравлических характеристик и безопасности

В результате проведенного комплекса принципиальных исследований гидродинамики и теплообмена в активной зоне (АЗ) и узлах оборудования реакторов на быстрых нейтронах было выполнено обоснование их температурных режимов с целью оптимизации конструкции, повышения надежности, достижения высокого выгорания ядерного топлива, увеличения ресурса.

Температурный режим активной зоны реактора. Получены детальные данные по теплогидравлике моделей АЗ при наличии прогибов тепловыделяющих элементов, асимметричных сдвижек и деформаций элементов, перекрытии различных частей АЗ, наличии встречных потоков [6].

С использованием разработанного кода СТД–МИФ проведен термомеханический анализ ТВС АЗ реактора БН-600 (рис. 2)[1] .

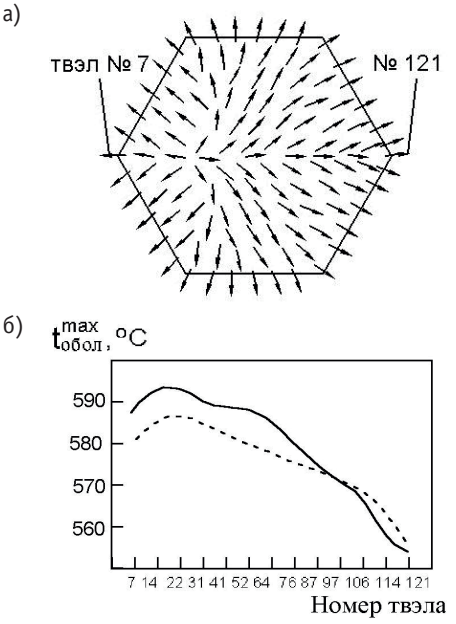

Рис. 2. Распределение контактных сил в поперечном сечении ТВС (а) и распределение в диагональном сечении ТВС максимальной температуры оболочки твэлов на выходе из АЗ ТВС реактора БН-600 твэлов (б) в конце третьей микрокампании облучения: —— – с учетом формоизменения, – – – – исходная геометрия

[1] Кравченко И.Н., Багдасаров Ю.Е., Лихачев Ю.И. Расчет на прочность твэлов и шестигранного чехла ТВС с учетом совместного деформирования пучка твэлов и чехла в процессе облучения в активной зоне быстрого реактора. Препринт ФЭИ-1840. Обнинск, ФЭИ, 1987, 23 с.

Гидродинамика раздающих коллекторных систем. В результате большого комплекса экспериментальных исследований гидродинамики проточных частей различных типов осесимметричных плоских и цилиндрических раздающих коллекторных систем (РКС) с разными условиями подвода и отвода жидкости сотрудниками АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» установлены и зарегистрированы в качестве научных открытий неизвестные ранее закономерности и явления, характеризующие течение жидкости в коллекторах, определяющиеся соотношением размеров и конструкцией РКС [7].

Теплогидравлика в баке реактора и теплообменном оборудовании. Результаты исследований на интегральной водяной модели реактора на быстрых нейтронах продемонстрировали существенную и устойчивую температурную стратификацию теплоносителя в периферийной зоне верхней (горячей) камеры реактора над боковыми экранами, в холодной и напорной камерах, элеваторной выгородке, системе охлаждения корпуса реактора, на выходе из промежуточных и аварийных теплообменников [8].

Расчеты по кодам «Протва» и «Угра» доказали возможность применения в БН-800 промежуточных теплообменников с той же поверхностью теплопередачи, как в БН-600 [9]. Исследованы характеристики теплообмена, критические тепловые потоки и устойчивость циркуляции парогенераторов реакторных установок БН-600, БН-800.

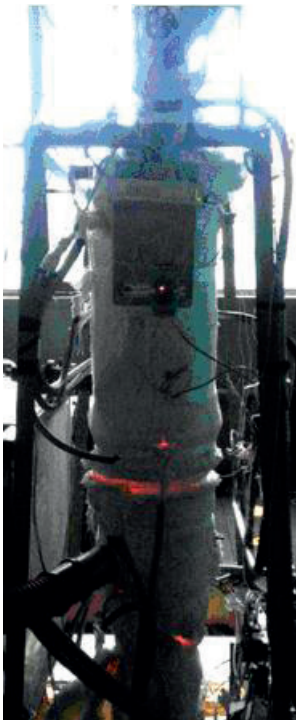

Рис. 3. Общий вид рабочего участка в высокотемпературной экспериментальной установке для исследования кипения щелочного жидкометаллического теплоносителя в семиэлементной модельной ТВС реактора на быстрых нейтронах в аварийных режимах

Охлаждения активной зоны в аварийных режимах. Экспериментальные исследования АЗ реакторов БН-600, БН-800 при возникновении кипения жидкого металла в аварийных режимах (ULOF, UTOP) (рис. 3) показали принципиальную возможность длительного охлаждения активной зоны в аварийных режимах. Процесс кипения в ТВС формируется под воздействием различных факторов, характеризуется как устойчивыми, так и пульсационными режимами в течение десятков секунд при значительных колебаниях параметров (расхода, давления, температуры), обусловливающими возможное возникновение кризиса теплообмена (рис. 4).

В результате обработки полученных экспериментальных данных в координатах массовая скорость жидкого металла – массовое паросодержание были определены области, характеризующие разные режимы течения двухфазного потока жидких металлов в ТВС (рис. 5): устойчивого пузырькового (0,1 – 2,5%), неустойчивого пульсационного снарядного (1,5 – 9%) и устойчивого дисперсно-кольцевого режима (2,5 – 10%) в диапазоне массовой скорости жидкометаллических теплоносителей 50 – 800 кг/(м^2·с). Выше области дисперсно-кольцевого режима проходит граница перехода к закризисному теплообмену. Границы между областями режимов течения щелочных жидких металлов описываются зависимостью $\rho W = A(x^{-1} - x)$, где коэффициент A для границ перехода от пузырькового к пульсацион-

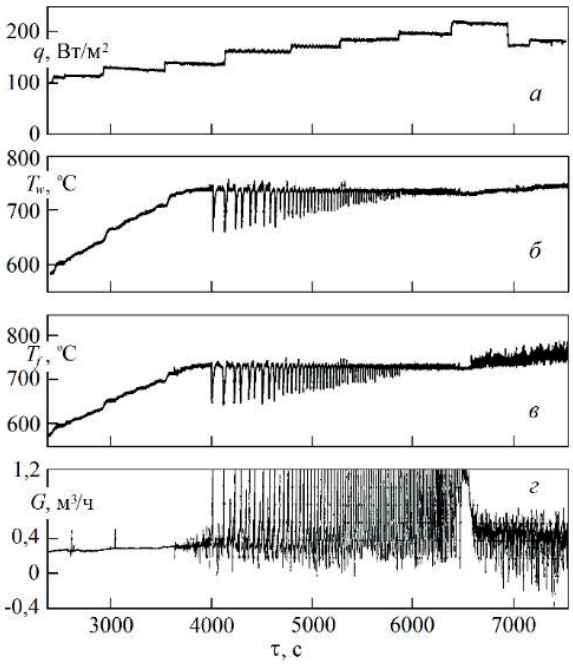

Рис. 4. Плотность теплового потока (*а*), температура имитатора (*б*) и теплоносителя (*в*) на выходе из зоны энерговыделения, объемный расход теплоносителя (*г*) при кипении натриево-калиевого сплава в модели ТВС с шероховатыми имитаторами твэлов с дроссельной шайбой диаметром 20 мм в циркуляционном контуре

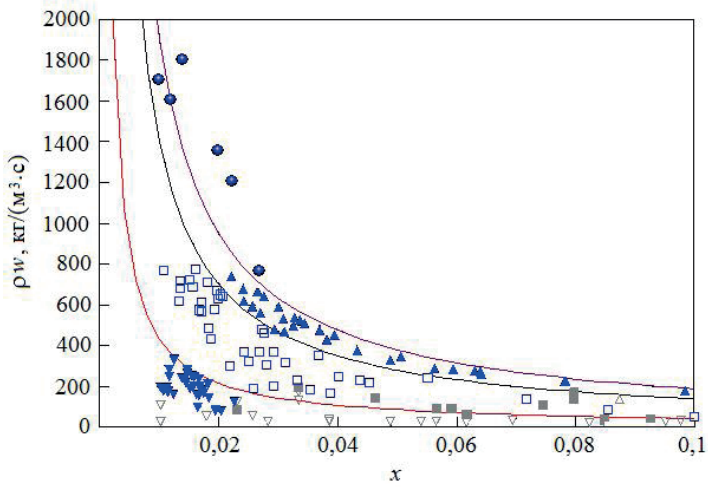

Рис. 5. Картограмма режимов течения двухфазного потока щелочных жидких металлов в координатах массовая скорость жид-кого металла – массовое паросодержание в модельных ТВС реакторов на быстрых нейтронах: пузырьковый (▼), пульсационный снарядный (□) и дисперсно-кольцевой (▲) режимы, соответственно; пузырьковый (▽), пульсационный снарядный (■) и дисперсно-кольцевой (Δ) режимы, соответственно; ● – критическое паросодержание

ному снарядному, от пульсационного снарядного к дисперсно-кольцевому и далее к дисперсному режиму течения составляет 4,3, 14 и 19 соответственно [10].

Результаты исследований кипения для системы параллельных ТВС показали противофазные пульсации расхода теплоносителя в параллельных ТВС, значительное возрастание амплитуды пульсаций расхода теплоносителя в параллельных ТВС (межканальная неустойчивость), периодическое снижение расхода теплоносителя и возможное осушение ТВС [10].

Теплоотдача при кипении натриево-калиевого сплава в модельных ТВС и калия в трубах и сборках твэлов в диапазоне плотности теплового потока выше 100 кВт/м^2 в среднем в 1,5 раза выше, чем при кипении щелочных жидких металлов в большом объеме [10].

Заключение

Следует особо отметить, что теплофизическим исследованиям для реакторов на быстрых нейтронах был присущ комплексный подход. На всех этапах большое внимание уделялось разработке специальных датчиков, методик и технике измерений. Итогом такого подхода явилось создание научной школы «Тепломассоперенос, физическая химия и технология теплоносителей в энергетических системах». Не будет преувеличением утверждать, что эта школа представляет собой уникальное явление в рамках не только нашей страны, но и всего мира.

Получен значимый опыт проектирования, сооружения и эксплуатации ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах с натрием; суммарный опыт эксплуатации таких ЯЭУ превышает 200 лет.

При современном состоянии технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем переход на повышенный уровень мощности и коммерциализация технологии, улучшение технико-экономических показателей при выполнении требований по работоспособности и безопасности обусловливают использование новых проектно-конструкторских решений и сценариев аварийных процессов. Это выдвигает принципиально новые задачи НИОКР в их обоснование.

Литература

1. Алексеев В.В., Ефанов А.Д., Козлов Ф.А., Сорокин А.П. Теплогидравлика, физическая химия и технология в АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. *Теплоэнергетика*. 2007;12:1–10. EDN: IIRSXZ. URL: https://elibrary.ru/iirsxz (дата обращения 20.06.2025).

2. Рачков В.И., Арнольдов М.Н., Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Логинов Н.И., Орлов Ю.И., Сорокин А.П. Использование жидких металлов в ядерной, термоядерной энергетике и других инновационных технологиях. Теплоэнергетика. 2014;5:20–30. EDN: RYUURV. URL: https://elibrary.ru/item.asp?id=21331632 (дата обращения 20.06.2025).

3. Козлов Ф.А., Алексеев В.В., Сорокин А.П. Развитие технологии натрия как теплоносителя быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2014;116(4):228–234. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1042 (дата обращения 20.06.2025).

4. Алексеев В.В., Сергеев Г.П., Козуб П.С., Матюхин В.В., Сорокин А.П. Опытный образец прибора ИВА-М для контроля водорода в натриевом теплоносителе. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011;3:47–55. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2011.3.06

5. Блохин В.А., Борисов В.В., Камаев А.А,, Кухарчук О.Ф., Мешакин В.И., Пахомов И.А., Поплавский В.М., Суворов А.А., Труфанов А.А. Датчики для внутриреакторного контроля водорода и кислорода в натрии. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2017;4. URL: https://vant.ippe.ru/year2017/4/thermal-physics-hydrodynamics/1403-1.html (дата обращения 20.06.2025).

6. Bogoslovkaya G.P., Cevolani S., Ninokata H, Rinejski A.A. Sorokin A.P., Zhukov A.V. LMFR Core and Heat Exchanger Thermohydraulic Design: Former USSR and Present Russia Approaches. IAEA-TECDOC-1060. Vienna: IAEA, 1999, 305 p.

7. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики проточных частей коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016, 216 с.

8. Опанасенко А.Н., Сорокин А.П., Зарюгин Д.Г., Рачков М.В. Стратификация теплоносителя в ядерных энергетических установках. *Атомная энергия*. 2011;111(3):131–136. URL: https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2041/2021 (дата обращения 20.06.2025).

9. Ушаков П.А., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Локальные гидродинамические характеристики продольно-поперечного течения в модели кожухотрубных теплообменников быстрых реакторов. Сборник материалов межотраслевой конференции «Теплофизические исследования – 76». ВИМИ, 1977, с. 5–16.

10. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Иванов В.В., Волков А.Д., Сорокин Г.А., Зуева И.Р. Теплообмен при кипении жидкого металла в системе параллельных каналов в режиме естественной конвекции. *Теплоэнергетика*. 2007;3:43–51. EDN: ZDORYY. URL: https://elibrary.ru/contents.asp?id=33184837 (дата обращения 20.06.2025).

Поступила в редакцию 15.07.2025
После доработки 18.08.2025
Принята к опубликованию 20.08.2025

Авторы

Сорокин Александр Павлович, главный научный сотрудник, д.т.н.
E-mail: apsorokin@ippe.ru
Кузина Юлия Альбертовна, начальник Отделения ядерной энергетики, к.т.н.,
E-mail: ukyzina@ippe.ru
Алексеев Виктор Васильевич, главный научный сотрудник, д.т.н.,
E-mail: alexeev@ippe.ru
Денисова Наталья Александровна, ведущий инженер,
E-mail: ndenisova@ippe.ru

UDC 536.24+621.039.553.34

Thermophysical Studies – the Foundation for Sodium Using in Modern Fast Reactors

Sorokin A.P., Kuzina Yu.A., Alekseev V.V., Denisova N.A.

IPPE JSC,
1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga reg., Russia

Abstract

As a result of a large complex of experimental and theoretical studies of sodium coolant, a scientific substantiation of highly efficient technologies and thermal-hydraulic parameters of modern installations with fast neutron reactors BN-600 and BN-800 was carried out. The paper presents and analyzes the physical and chemical processes and technology of sodium coolant: formation, mass transfer and deposition in circulation circuits of oxides and corrosion products, methods and means of purification and control of impurities in sodium coolant, as well as the results of studies on hydrodynamics and heat exchange in the core and equipment units (heat exchangers, sodium-water steam generators) of BN-600 and BN-800 reactors, flow parts of collector systems of heat exchangers and reactors, physical features and characteristics of the boiling process of liquid metal coolant in the core in emergency modes, obtained to substantiate thermal hydraulics and reactor safety.

Keywords: fast reactors, sodium, physical chemistry, technology, thermal hydraulics, safety, experiment, calculation codes, boiling, core, heat exchanger, steam generator, accident regimes.

For citation: Sorokin A.P., Kuzina Yu.A., Alekseev V.V., Denisova N.A. Thermophysical Studies of Sodium Coolant – the Foundation for Sodium Using in Modern Fast Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:112–121. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.08 (in Russian).

References

1. Alekseev V.V., Efanov A.D., Kozlov F.A., Sorokin A.P. Thermal-hydraulics, physical chemistry, and technology at nuclear power stations equipped with fast-neutron sodium-cooled reactors. Thermal Engineering. 2007;54(12):933–941. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601507120014

2. Rachkov V.I., Arnol'dov M.N., Efanov A.D., Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Loginov N.I., Orlov Yu.I., Sorokin A.P. Use of liquid metals in nuclear and thermonuclear engineering, and in other innovative technologies. Thermal Engineering, 2014;61(5):337–347. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601514050085

3. Kozlov F.A., Alekseev V.V., Sorokin A.P. Development of sodium coolant technology for fast reactors. *Atomic energy.* 2014;116(4):278–284. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-014-9854-8

4. Alekseev V.V., Sergeev G.P., Kozub P.S. Matyukhin V.V., Sorokin A.P. Experimental model of the IVA-M device for monitoring hydrogen in sodium coolant. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2011;3:47–55. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2011.3.06 (in Russian).

5. Blokhin V.A., Borisov V.V., Kamaev A.A., Kukharchuk O.F., Meshakin V.I., Pakhomov I.A., Poplavsky V.M., Suvorov A.A., Trufanov A.A. Sensors for intra-reactor control of hydrogen and oxygen in liquid sodium. *Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear reactor constants*, 2017;4. URL: https://vant.ippe.ru/en/year2017/4/thermal-physics-hydrodynamics/1388-1.html (accessed June 20, 2025) (in Russian).

6. Bogoslovkaya G.P., Cevolani S., Ninokata H, Rinejski A.A. Sorokin A.P., Zhukov A.V. LMFR Core and Heat Exchanger Thermohydraulic Design: Former USSR and Present Russia Approaches. IAEA-TECDOC-1060. Vienna: IAEA, 1999, 305 p.

7. Gabrianovich B.N., Delnov V.N. Features of hydrodynamics of flow parts of collector systems of heat exchangers and reactors of nuclear power plants. Sarov: FSUE 'RFNC-VNIIEF' Publ., 2016, 216 p. (in Russian).

8. Opanasenko A.N., Sorokin A.P., Zaryugin D.G., Rachkov M.V. Coolant stratification in nuclear power facilities. *Atomic Energy*, 2011;111(3):172–178. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-012-9483-z

9. Ushakov P.A., Zhukov A.V., Yuryev Yu.S. Local hydrodynamic characteristics of longitudinal-transverse flow in the model of shell-and-tube heat exchangers of fast reactors. Collection of materials of the inter-industry conference 'Thermophysical research – 76'. VIMI Publ., 1977, pp. 5–16 (in Russian).

10. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaia G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R. Heat transfer under natural convection of liquid metal during its boiling in a system of channels. *Thermal Engineering*, 2007;54:214–222. DOI: https://doi.org/10.1134/S0040601507030081

Authors

Alexander P. Sorokin, Main Researcher, Dr. Sci. (Engineering),
E-mail: apsorokin@ippe.ru
Yulia A. Kuzina, Head of the Nuclear Power Department, Cand. Sci. (Engineering),
E-mail: ukyzina@ippe.ru
Victor V. Alexeev, Main Researcher, Dr. Sci. (Engineering),
E-mail: alexeev@ippe.ru
Natalia A. Denisova, Leading Engineer,
E-mail: ndenisova@ippe.ru