

## ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЯЭУ (К 60-ЛЕТИЮ ПЕРВОЙ АЭС)

**В.И. Рачков, А.Д. Ефанов, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин**  
*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Проектирование, сооружение и успешный пуск в лаборатории «В» (в настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ) в г. Обнинске 27 июня 1954 г. Первой АЭС стали поворотом от чисто военных программ к мирному использованию атомной энергии. Исследования теплогидравлики ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в ФЭИ начались в 1950-х гг. в связи с проведением работ для реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем и быстрых реакторов, охлаждаемых натрием. В настоящее время в ФЭИ имеется комплекс лабораторий, оснащенных современной экспериментальной теплофизической базой, где проводятся фундаментальные и прикладные исследования, связанные с обоснованием различных ЯЭУ. Фундаментальные исследования направлены на развитие теории и создание расчетных кодов, верифицированных на основе специально поставленных экспериментов для получения детального описания полей скорости и температуры в любых узлах оборудования ЯЭУ. Математические модели и численные методы обобщены для описания и численного моделирования однофазных течений, многофазных и многожидкостных систем. Прикладные исследования и разработки выполняются путем детального изучения физических процессов для условий реакторных установок и направлены на поиск технических решений, обеспечивающих оптимальные распределения скорости и температуры в активной зоне реакторов, теплообменниках и парогенераторах.

Результаты исследований представлены в монографиях, в трудах отечественных и зарубежных конференций. Их итогом явилось теплогидравлическое обоснование ЯЭУ с натриевым теплоносителем (реакторы БР-10, BOR-60, БН-350, БН-600, БН-800), эвтектическим сплавом свинец-висмут (АПЛ проектов 645 и 705), сплавом натрия-калий (космические ЯЭУ БУК, ТОПАЗ). Для накопления, хранения и анализа теплофизических данных, их оценки, выработки рекомендаций по обоснованию ЯЭУ, верификации расчетных кодов создан Центр теплофизических данных. Для улучшения экономических и экологических характеристик, повышения безопасности ЯЭУ как с водяным, так и с жидкометаллическими теплоносителями необходимо более глубокое понимание закономерностей, определяющих теплогидравлические, физико-химические и массообменные процессы. Необходимо проведение новых теплогидравлических исследований как для создания ЯЭУ нового поколения (БН-1200, СВБР-100, БРЕСТ-300, БН-ВТ, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-СКД), космических ЯЭУ большой мощности, электроядерных и ускорительно-управляемых систем, термоядерных установок, так и неядерных технологий.

**Ключевые слова:** ядерные энергетические установки, жидкометаллические теплоносители, вода, теплогидравлика, скорость, температура, активная зона, теплообменное оборудование, коллектор, гидравлические сопротивления, теплоотдача, межканальный обмен, кризис теплообмена, стратификация теплоносителя, безопасность, методы расчета, программы расчета.

### ВВЕДЕНИЕ

Проектирование, сооружение и успешный пуск в Обнинске 27 июня 1954 г. Первой АЭС в лаборатории «В» (в настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ) стали поворотом от чисто военных программ к мирному использованию атомной энергии. Систематические исследования теплогидравлики ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в ФЭИ начались в 1950-х гг. в связи с проведением работ для реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем и быстрых реакторов, охлаждаемых натрием. Организаторами и научными руководителями этих исследований были А.И. Лейпунский и В.И. Субботин, в дальнейшем – П.Л. Кириллов и А.Д. Ефанов. Значительный вклад в их проведение внесли М.Х. Ибрагимов, М.Н. Ивановский, Ф.А. Козлов, Ю.И. Орлов, П.А. Ушаков, М.Н. Арнольдов, Г.П. Богословская, В.П. Бобков, Б.Н. Габрианович, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, Ю.Д. Левченко, Н.И. Логинов, А.А. Лукьянов, П.Н. Мартынов, А.Н. Опанасенко, И.П. Свириденко, А.П. Сорокин, Ю.С. Юрьев и другие [1].

Первые опыты по теплообмену выполнялись на ртути. В дальнейшем ртуть широко использовалась для моделирования теплообмена в реакторах со сплавом свинец-висмут, поскольку эти теплоносители имеют близкие числа Прандтля. Одновременно теплоотдача исследовалась на сплаве свинец-висмут. Позднее были созданы стенды со щелочными металлами для измерений температурных режимов сборок твэлов быстрых реакторов в опытах с моделями.

Параллельно развивались гидродинамические и аэродинамические исследования. Прежде всего потребовались разработки методов измерений и микротермопар и способов их заделки в теплопередающих стенках, специальных датчиков динамического и полного напора, уточненных характеристик трубок Престона для измерений касательных напряжений на стенках. Позднее были созданы методики и разработана техника измерений перемешивания теплоносителей в опытах на воздухе с добавкой малой доли газообразных трассеров в виде фреона или пропана, методика электромагнитного измерения векторов локальных расходов (скоростей) жидкого металла. Была экспериментально доказана возможность моделирования гидродинамики несжимаемости сред (воды, жидких металлов) в опытах с воздухом. Указанные методики позволили выполнить широкий круг экспериментов фундаментального и прикладного характера.

Проводились широкие исследования турбулентных характеристик в различных каналах, позволившие выработать обобщающие рекомендации. Эти данные не потеряли актуальность и используются по настоящее время. Впервые удалось экспериментально доказать квазиуниверсальность профилей скорости теплоносителей и температуры жидких металлов на нормалях к стенкам сложных каналов. Эта универсальность показала, что обмен импульсом и теплом в азимутальном направлении мал по сравнению с обменом по нормальям, и была положена в основу развития полуэмпирических методик расчетов. Для расчета гидравлических сопротивлений, теплообмена и азимутальных неравномерностей температуры твэлов были предложены простые методики расче-

та и обобщающие формулы. При теплосъеме жидкими металлами, как показали эксперименты, имеют место ощутимые пульсации температуры непосредственно в потоке теплоносителя и на стенках каналов. К сожалению, работа по оценке влияния этих пульсаций на прочность конструкций не получила развития.

Исследования гидродинамики и теплообмена в пучках твэлов и труб, охлаждаемых жидкими металлами, позволили разработать рекомендации для расчета температуры в любых режимах работы активной зоны реактора, теплообменников «металл-металл» и парогенераторов «жидкий металл-вода» [2]. В последний период основное внимание уделено решению задачи повышения безопасности энергоустановок с реакторами, охлаждаемыми и водой, и жидкими металлами, в том числе изучению тяжелых (проектных и запроектных) аварий, условий их возникновения, развития, путей локализации и устранения последствий; изучению взаимодействия расплавленного топлива с теплоносителем и элементами конструкции реактора, процессов внутри защитной оболочки (контейнмента) при разрывах первого контура и др. [3, 4]. Эти работы проводятся на водяных, жидкометаллических и воздушных стендах с широким диапазоном рабочих параметров. Разработаны и активно используются математические модели и вычислительные программы для расчетного определения характеристик процессов передачи тепла в реакторах и теплообменных аппаратах.

### **ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И УЗЛОВ ОБОРУДОВАНИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ**

**Гидродинамика и теплообмен в активной зоне.** Исследования теплогидравлики позволяют найти распределение расхода, скорости теплоносителя и в конечном итоге температуры в твэлах и элементах конструкций активной зоны. Эти данные необходимы для решения материаловедческих и прочностных проблем.

Вопросы теплогидравлики проточных частей реакторов могут быть частично решены путем численного моделирования и окончательно – экспериментами на моделях, включая исследования масштабных и натурных моделей реакторов и их узлов. Для обоснования расчетных методов требуются специальные тестовые эксперименты. В методики теплогидравлических расчетов [2] должны быть, естественно, внесены соответствующие коррективы и дополнения. В качестве первого приближения можно использовать результаты расчетов на основе модели пористого тела [5]. Более детальный анализ данных позволил получить поканальный метод теплогидравлического расчета [6].

Данные по гидравлическому сопротивлению пучков стержней были получены в результате обобщения многочисленных экспериментов и расчетов. Для треугольной упаковки и дистанционирования проволоочной навивкой типа «ребро по стержню» для бесконечной решетки стержней получена следующая формула [7]:

$$\lambda_p = \frac{0,210}{\text{Re}^{0,25}} \left\{ 1 + \frac{124}{(h/d)^{1,65}} [1,78 + 1,485(s/d - 1)](s/d - 1) \right\}, \quad (1)$$

$$1,0 \leq s/d \leq 1,5; \quad 1 \cdot 10^4 \leq \text{Re} \leq 2 \cdot 10^5; \quad 8,0 \leq h/d \leq 50,$$

которая дает предельный переход к формуле для гладких стержней в случае их плотной упаковки ( $s/d = 1,0$ ) и согласуется с экспериментальными данными  $\pm 15\%$ .

Экспериментальное изучение теплообмена жидких металлов на первой стадии проводили, в основном, для круглых труб на ртути, сплаве свинца с висмутом, позднее – на натрии и его сплаве с калием. Таких работ в разных странах было выполнено десятки, если не сотни. В ЭНИН им. Г.М. Кржижановского, ЦКТИ им. И.И. Ползунова, ФЭИ были получены более низкие, чем в расчетах, коэффициенты теплоотдачи. В ЭНИН предложена формула

$$Nu = 3,3 + 0,014 Re^{0,8} . \quad (2)$$

Близкие результаты были получены в ФЭИ на ртути и сплаве свинец-висмут [5]. Можно найти и другие примеры. При более тщательной очистке жидких металлов экспериментальные коэффициенты теплоотдачи увеличились. Опыты с ртутью в трубах из никеля и сплавом натрий-калий в трубах из меди и нержавеющей стали дали одинаковые результаты, близкие к расчетам по формуле [8]

$$Nu = 5 + 0,025 Re^{0,8} , \quad (3)$$

вошедшей в справочный материал. Формулу (2) стали рассматривать как предельную для сильно загрязненных жидких металлов, когда длительная эксплуатация оборудования уже невозможна.

На термическое сопротивление влияют смачиваемость поверхности теплообмена теплоносителем, газовые пленки на границе стенка-жидкость, оксидные пленки на металлических поверхностях, отложения на них в виде оксидов или других соединений, примесей в жидких металлах, а также влияющие взвешенные в теплоносителе примеси. Отмечена зависимость сопротивления от скорости. Для решения вопроса о степени влияния контактного термического сопротивления на теплоотдачу к жидким металлам проводятся специальные исследования. Однако ясна необходимость прежде всего тщательной очистки теплоносителей от примесей. В дальнейшем теплосъем будем рассматривать в предположении отсутствия такого сопротивления или, по крайней мере, незначительного его влияния.

Теплообмен жидких металлов в пучках твэлов имеет ряд особенностей. Для них характерны большие подогревы по длине каналов относительно разности температур между теплоотдающей стенкой и теплоносителем. Поэтому температурные поля сборок твэлов определяются, в основном, не коэффициентами теплоотдачи, а локальными подогревами жидкого металла, зависящими, в частности, от распределения локальных расходов [9 – 12]. Неучет неравномерной температуры по сечению модельных сборок твэлов привел на первых этапах исследований к существенным ошибкам в значениях коэффициентов теплоотдачи в «бесконечных» решетках твэлов.

Экспериментальные и расчетные исследования показали необходимость рассмотрения для сложных каналов «сопряженных» задач теплоотвода от твэлов, т.е. учитывать теплофизические свойства твэлов. Для этих целей была разработана теория приближенного теплового подобия твэлов, расположенных в правильных решетках [13, 14]. Она позволила, в частности, моделировать твэлы многослойными или однослойными трубками с электрообогревом изнутри. Обобщающие формулы для расчета коэффициентов теплоотдачи и максимальных неравномерностей температуры твэлов носят универсальный характер, поскольку применимы для любых цилиндрических твэлов с жидко-

металлическим охлаждением. Для оперативных инженерных оценок построены номограммы.

Для теплоотдачи в «бесконечных» решетках твэлов, охлаждаемых жидкими металлами, получена формула [15, 16]

$$\text{Nu} = \text{Nu}_\text{л} + f(\varepsilon_6, s/d) \text{Pe}^{\varphi(s/d)}, \quad (4)$$

$$1 \leq s/d \leq 2; \quad 0,1 \leq \varepsilon_6 \leq \infty; \quad 1 \leq \text{Pe} \leq 4000,$$

где  $\text{Nu}_\text{л}$  – число Нуссельта для ламинарного течения теплоносителя;  $s/d$  – относительный шаг решетки твэлов;  $\varepsilon_6 = \varepsilon$  – параметр теплового подобия твэлов, рассчитанный по основной гармонике ( $k = 6$ );  $f(\varepsilon_6, s/d)$ ,  $\varphi(s/d)$  – эмпирические функции, значения которых могут быть определены по формулам, приведенным в [15, 16]. Точность расчетов по формуле (1) составляет  $\pm 15\%$ .

Авторами предложено соотношение, обобщающее экспериментальные данные для максимальной азимутальной неравномерности температуры твэлов в бесконечных треугольных решетках твэлов [16]

$$\Delta T_j = A(s/d) \cdot (1 - e^{-X}) / X, \quad (5)$$

$$1 \leq s/d \leq 1,13; \quad 0,2 \leq \varepsilon_6 \leq 16; \quad 20 \leq \text{Pe} \leq 2000,$$

где  $A$  – функция от  $s/d$ ;  $X$  – функция от  $s/d$  и  $\varepsilon_6$ .

Расчеты по формуле (5) согласуются с экспериментальными данными с точностью  $\pm 10\%$ .

Установлено, что для жидкометаллических теплоносителей в тепловыделяющих сборках (ТВС) реакторов, а тем более в активных зонах безкассетного типа тепловая стабилизация по длине отсутствует. Можно говорить о квазистаблизации для центральной части твэлов и рассматривать теплогидравлические процессы в них как в бесконечной решетке твэлов. Неравномерности температуры по периметру твэлов, окруженных нестандартными ячейками (угловые, периферийные твэлы), как правило, изменяются по всей высоте активной зоны. Поэтому методы двумерных расчетов в предположении установившегося по длине теплообмена для ТВС в целом оказываются неприменимыми.

Что касается локальных теплогидравлических характеристик, например, горячих пятен, неравномерностей температуры при наличии нестандартных ячеек, то весьма существенную роль начинают играть процессы межканального обмена.

Дистанционирование проволоочными спиралями в кассетных ТВС вызывает сложное пространственное течение теплоносителя. В каждом сечении поперечные токи имеют направление, зависящее от ориентации проволоочной спирали. В результате этого по периметру обечайки возникает некоторая циркуляция теплоносителя, а расходы и температуры в ячейках имеют по длине явно выраженный периодический характер, напоминающий синусоиду. Комплексные исследования межканального обмена массой и теплом в пучках позволили создать методики расчетов, рекомендовать соответствующие формулы [17, 18].

Вопросы теплогидравлики активных зон, ТВС реакторов со сплавом свинец-висмут быстрых реакторов БОР-60, БН-350, 600, проекта БН-800, реакторов космического назначения изучались на разномасштабных моделях с учетом возможных деформаций элементов активных зон. В результате были созданы коды для расчета температурных полей в активных зонах жидкометаллических реакторов, например, поканальный код МИФ, учитывающий разные виды дистанционирования твэлов, формоизменение ТВС, неравномерности энерговы-



деления, межканальный массо- и теплообмен между ячейками. Имеется версия подобного кода для ВВЭР. Поканальный метод, позволяющий рассматривать влияние пространственных неоднородностей геометрии и энерговыделения, в том числе случайных отклонений параметров с использованием метода Монте-Карло, явился эффективным инструментом теплогидравлического анализа на стадии выполнения технических проектов реакторных установок, а также при расчете эксплуатационных режимов ТВС [19 – 24].

В целом накоплен большой экспериментальный материал о влиянии на теплогидравлические процессы блокировок части проходных сечений ТВС [25, 26], являющийся хорошей базой для проверки расчетных методик. Созданы соответствующие расчетные коды, базирующиеся на модели «пористого тела» [27].

Следует отметить, что основные данные экспериментальных исследований теплофизики активной зоны реакторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ) получены с использованием теории моделирования теплообмена и эвтектического натрий-калиевого сплава, имеющего число  $Pr$  в том же диапазоне, как и тяжелые теплоносители [28–30]. Полученные нами в настоящее время результаты этих исследований недостаточно полны и не дают возможности выполнить полное обоснование теплогидравлических характеристик активной зоны реакторов с ТЖМТ для всех режимов работы.

Численное моделирование полей скорости и температуры в системе взаимосвязанных каналов в ТВС осуществляется, как правило, с использованием адаптированных под задачу коммерческих трехмерных кодов. Результаты проведенной ГНЦ РФ-ФЗИ открытой стандартной задачи по полям скорости и температуры в модельной ТВС показали [21], что использованные специалистами из разных стран трехмерные коды (BRS-TVS.R, Россия; SPIRAL, AQUA, Япония; FLUENT, Испания; STAR-CD, Нидерланды; MATRA, CFX, Республика Корея) описывают экспериментальные данные крайне приближенно. Используемые, как правило, в кодах  $k$ - $\epsilon$  модели турбулентного переноса не учитывают анизотропию турбулентного переноса в области зазоров между твэлами в ТВС, а также крупномасштабный турбулентный перенос, что особенно важно для моделирования теплогидравлики в периферийной области ТВС, деформированных решеток твэлов, влияния на гидродинамику потока теплоносителя и теплообмен различных дистанционирующих устройств.

По-прежнему актуальными проблемами исследований гидродинамики и теплообмена в пучках твэлов с жидкометаллическим охлаждением являются изучение структуры и характеристик турбулентного переноса импульса и энергии (тепла) в каналах сложной формы, их моделирование с учетом анизотропии переноса и влияния дистанционирующих устройств, определение турбулентного числа Прандтля, изучение влияния различных критериев подобия, выявление областей автомодельности, создание надежных методов экспериментального моделирования процессов теплообмена в стационарных и переходных режимах при естественной и вынужденной конвекции жидкометаллических теплоносителей.

**Исследования теплогидравлики промежуточных теплообменников.** Проведенные в ГНЦ РФ-ФЗИ совместно с ОКБ Машиностроения расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлики промежуточных теплообменников быстрых реакторов способствовали развитию представлений о сложных процессах, происходящих в теплообменниках. Расчетно-теоретические и экспериментальные работы позволили установить причину снижения общей эффективности теплопередачи в жидкометаллических теплообменниках, которая объяснялась различием в коэффициентах теплоотдачи на обогреваемых и теплообменных моделях [32, 33]. Оказалось, что эффект сосредоточен в гидравлических развертках расхода в каналах межтрубного пространства, что приводит в условиях высоких подогревов и коэффициентов теп-

лопередачи к существенному снижению общей интенсивности теплопереноса. Пучок труб, собранный по концентрическим окружностям, имеет одинаковый гидравлический диаметр каналов, но разную их форму чередование квадратных и треугольных ячеек. Это приводит к дополнительным гидравлическим разверкам и появлению общей циркуляции «вторичных течений» в объеме промежуточных теплообменников. Для аварийных режимов опрокидывания течения теплоносителя в межтрубном пространстве установлена зависимость снижения мощности промежуточных теплообменников от системы параметров. Проведен анализ эффективности теплообменников, созданы расчетные коды «Протва» и «Угра».

**Исследования теплогидравлики в баке реактора.** Пока еще мало внимания уделено изучению стратификации теплоносителя, пульсациям температур в сложных проточных частях быстрых реакторов с интегральной компоновкой [34]. Эта проблема имеет большое прикладное значение, поскольку известны случаи выхода из строя отдельных узлов реакторов вследствие влияния циклических термонапряжений, но не может быть решена без целого цикла поисково-фундаментальных исследований. Назрела необходимость создания современных методов расчета локальных теплогидравлических турбулентных характеристик сложных потоков в каналах, больших объемах с учетом крупномасштабных вихревых течений, влияния стратификации теплоносителя. На этой базе можно было бы усовершенствовать существующие и создать новые расчетные коды. Значительной проблемой является отвод остаточного тепловыделения реактора посредством естественной конвекции в верхней камере с использованием специальных погружных теплообменников [35, 36]. Такие устройства относятся к системам пассивного отвода тепла при аварийных остановках быстрых реакторов. Российский опыт по исследованию таких систем пока еще невелик, поэтому целесообразно уже сейчас заниматься проблемами моделирования аварийного теплоотвода естественной конвекцией в баках быстрых реакторов, выявлением влияния разных критериев подобия и других факторов на теплогидравлические процессы.

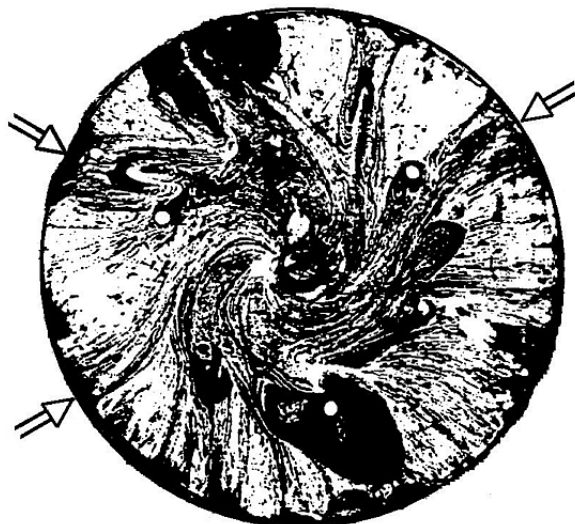


Рис. 1. Вид горизонтального вихря на днище нижнего коллектора (стрелками показаны входные патрубки)

**Коллекторы, камеры смешения и проточные части реакторов.** При исследованиях на моделях гидродинамики свинцово-висмутного реактора, быстрых реакторов обнаружено, что потоки теплоносителя из каждой циркуляционной петли занимают в активной зоне определенную область, слабо перемешиваются (рис. 1).

Аналогичные эффекты наблюдались и в ВВЭР. При разработке конструкций напорных коллекторов не всегда следует полагаться только на расчеты и справочные рекомендации. В качестве примера можно привести коллектор испарителя-парогенератора установки БН-350, включающий в себя закругленное днище с центральным подводным трубопроводом и две выравнивающие решетки. Скорость на входе в центральную часть пучка фильдовских трубок оказалась в несколько раз больше средней скорости. Только в экспериментах удалось подобрать приемлемые выравнивающие решетки для будущих подобных конструкций [37].

В последнее время на основе гидро- и аэродинамических исследований многочисленных вариантов конструкций нижних коллекторов промежуточных теплообменников сделаны обобщения и разработаны простые инженерные способы определения основных гидродинамических характеристик в них, позволяющие оптимизировать коллекторы [38]. При этом выяснили, что имеющиеся в литературе рекомендации носят иногда довольно частный характер.

**Теплообмен в парогенераторах «натрий-вода».** При разработке секционного прямоточного парогенератора в ГНЦ РФ-ФЭИ был выполнен комплекс экспериментальных работ в обоснование ресурса и тепловых характеристик парогенераторов модульного типа с прямотрубным пучком, обогреваемых натрием [39].

Известно, что большая часть опытных данных о кризисе теплообмена в парогенерирующих каналах получена на электрически обогреваемых трубах. Возникает вопрос о правомерности использования таких данных для расчета кризиса теплообмена в трубах, обогреваемых жидким металлом, поскольку в парогенераторах «натрий-вода» реализуется неравномерный закон распределения плотности теплового потока по длине канала, а также при тех же режимах кризис теплоотдачи в парогенераторах может достигаться при температуре стенки более низкой, чем в электрообогреваемых трубах.

Экспериментальные исследования кризиса теплообмена, проведенные в электрообогреваемых трубах и в трубах, обогреваемых натрием [40 – 43], показали, что несмотря на разброс опытных значений  $q_{кр}$  отчетливо видна сходимость данных, полученных при разных способах обогрева. Зона кризиса имеет определенную протяженность, в зависимости от массовой скорости изменяющуюся от трех до пяти внутренних диаметров трубы [42], и сопровождается пульсациями температуры стенки.

Разработаны методы расчета теплообмена в закризисной зоне, учитывающие термодинамическую неравновесность пароводяного потока [44, 45]. За основу принята одномерная модель, в которой предполагается, что все тепло от теплопередающей поверхности передается конвективным путем перегретому относительно температуры насыщения пару и далее от пара диспергированным в нем каплям жидкости, находящимся при температуре насыщения.

Исследования теплообмена на однетрубной модели парогенератора с внутренними ребрами, обогреваемого натрием, показали [46], что с увеличением давления и массовой скорости эффективность оребрения возрастает. Для номинального режима работы парогенирующей трубки парогенератора БН-600 (давление 13,7 МПа и массовая скорость 700 кг/м<sup>2</sup>·с) кризис теплоотдачи возникает. Термодинамическая неравновесность пароводяного потока на выходе из трубы с ребрами ниже, чем в случае гладкого парогенирующего канала. Трубы с внутренними винтовыми ребрами позволяют существенно, в ряде случаев почти в два раза, сократить поверхность испарительной части парогенератора. Можно подбором режимных параметров полностью исключить кризис теплообмена в трубе с ребрами.



**Теплогидравлика парогенератора со свинцовым теплоносителем.** Впервые проведены испытания модели парогенератора, обогреваемого свинцом: температура свинца на входе в модель  $540^{\circ}\text{C}$ , температура воды на входе в модель –  $340^{\circ}\text{C}$ , расход воды – 100, 80 и 120% от номинального значения [47, 48].

При работе на докритическом давлении (около 18 МПа) температура пара на выходе из модели была  $503 - 509^{\circ}\text{C}$  во всем диапазоне изменения расходов воды. При расходе воды 80–120% от номинального не обнаружено пульсаций расхода воды на входе в модель, хотя по расчетам специалистов ОАО «НИКИЭТ» для стенда СПРУТ на входе должны были быть колебания расхода воды с амплитудой от 50 до 150%.

При сверхкритическом давлении (около 25 МПа) испытания велись при тех же режимных параметрах, что и при 18 МПа. Заметных различий в температуре пара на выходе из модели обнаружено не было, расхождение не превышало  $2 - 3^{\circ}\text{C}$ . Пульсации расхода воды замечены не были.

**Кипение жидкометаллических теплоносителей.** В 1960-х гг. в ФЭИ был выполнен комплекс исследований, показавших особенности физики процесса парообразования, режимов и кризиса кипения жидких металлов в большом объеме [49], а также в трубах [50].

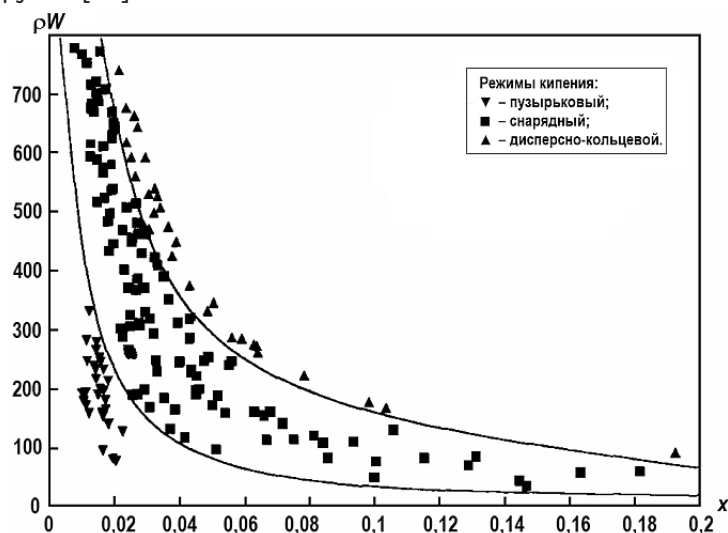


Рис. 2. Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкого металла в ТВС, построенная по экспериментальным данным ФЭИ [54]

Исследования кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре с естественной циркуляцией, проведенные в 1990-х – начале 2000-х гг. А.П. Сорокиным, Е.Ф. Ивановым и др., показали принципиальную возможность охлаждения ТВС активной зоны при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного расхолаживания БР в течение длительного времени [51 – 53], но также и возможное возникновение межканальной неустойчивости в системе параллельных ТВС [54]. В результате получены уникальные данные по теплообмену для различных режимов двухфазного потока натрий-калиевого сплава (пузырьковый, снарядный, дисперсно-кольцевой) в модельной ТВС в режимах с малыми скоростями циркуляции. Построена картограмма режимов течения двухфазного потока жидкого металла в ТВС (рис. 2). Полученные данные оценены с использованием кода SAT, моделирующего двухфазный поток жидкого металла в ТВС в приближении двух-жидкостной модели [55, 56].

Продолжение исследований кипения натрия на моделях ТВС применительно к

анализу запроектных аварий, моделирование развития области кипения в натурной ТВС реактора при авариях типа ULOF, дальнейшее развитие теплогидравлических кодов для анализа развития аварий с кипением натрия в ТВС, их верификация направлены на обоснование самозащищенности реакторов на быстрых нейтронах.

**Результаты других исследований.** Широко исследовалось влияние шероховатости стенок каналов на гидродинамические характеристики с обобщением результатов опытов и выдачей расчетных рекомендаций. Были созданы полуэмпирические методы расчета течения теплоносителя даже в таких сложных системах, как каналы с крупной шероховатостью в виде поперечных ребер. Проведены исследования влияния друг на друга последовательно расположенных местных гидросопротивлений. Отработана проточная часть канала со стержнем пассивной защиты быстрых реакторов, гидродинамически удерживаемым в верхнем положении потоком теплоносителя, разработаны устройства пассивной аварийной защиты быстрых реакторов, срабатывающие по заданному уровню температуры [57–59].

## ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

**Исследования возможности повышения энергонапряженности и эффективности водоохлаждаемых реакторов.** Повышение энергонапряженности сборок в реакторах ВВЭР связано с решением фактически двух задач: расширение допустимых границ работы топлива и приближение рабочих границ топлива к проектным пределам. Первая из этих задач тесным образом связана с совершенствованием конструкций кассет и, в частности, использованием промежуточных смесительных решеток (ПСР) и дистанционирующих смесительных решеток (ДСР). Вторая задача решается расчетно-аналитическими методами за счет использования более совершенных программ, устранения избыточного консерватизма и др.

Проведенные в последние годы исследования теплогидравлических характеристик 19-ти стержневых моделей различных ТВС ВВЭР [60] показывают удовлетворительное (в пределах 5%) совпадение экспериментальных и рассчитанных по данным работы [61] критических тепловых потоков с использованием усредненных по сечению моделей определяющих параметров. В то же время рассчитанные для условий экспериментов по коду ПУЧОК-1000 локальные критические тепловые потоки систематически ниже экспериментальных на ~10%. Показано, что использование корреляции, разработанной по средним параметрам многостержневых моделей, в поканальных кодах как зависимости для расчета критического теплового потока по локальным параметрам может приводить к необоснованному завышению до 10% запаса до кризиса теплообмена в реакторах ВВЭР.

На стендах СВД-2 (рис. 3), СТФ и установке ТРАССЕР в ФЭИ проведен комплекс исследований в обоснование конструкции ТВС АЭС-2006 с повышенными параметрами на моделях ТВС-2, ТВС-КВ-2 и ТВС-КВ2ПР с различными дистанционирующими (ДСР) и промежуточными (ПСР) решетками. Большинство данных получено с сотовыми дистанционирующими решетками (ДСР) и промежуточными перемешивающими решетками (ПСР) типа «вихрь» (рис. 4).

Использование ПСР и ДСР в реакторах под давлением способствует повышению запасов до кризиса теплообмена за счет двух эффектов: выравнивание параметров (температур) по ячейкам сборок и повышение локальных значений КТП. За счет лучшего перемешивания могут быть сняты ограничения по запасам до кризиса, например, вблизи направляющих труб и др. [62].

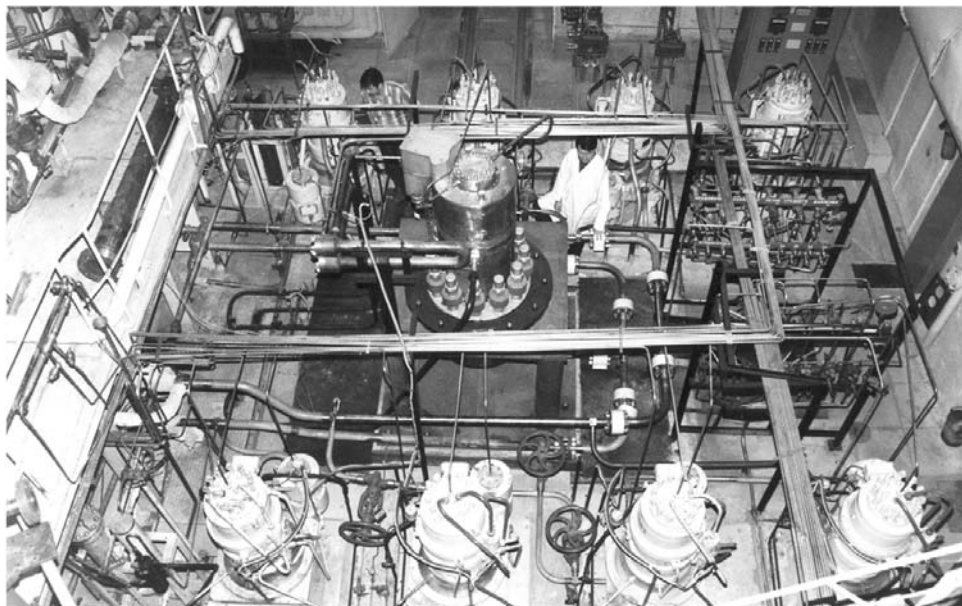


Рис. 3. Крупномасштабный трехпетлевой теплогидравлический стенд высокого давления СВД-2 для исследований гидродинамики, теплообмена и кризиса теплообмена на полномасштабных по высоте моделях ТВС водоохлаждаемых реакторов ( $P = 25,5$  МПа,  $G = 150$  м<sup>3</sup>/ч,  $N = 11,0$  МВт)

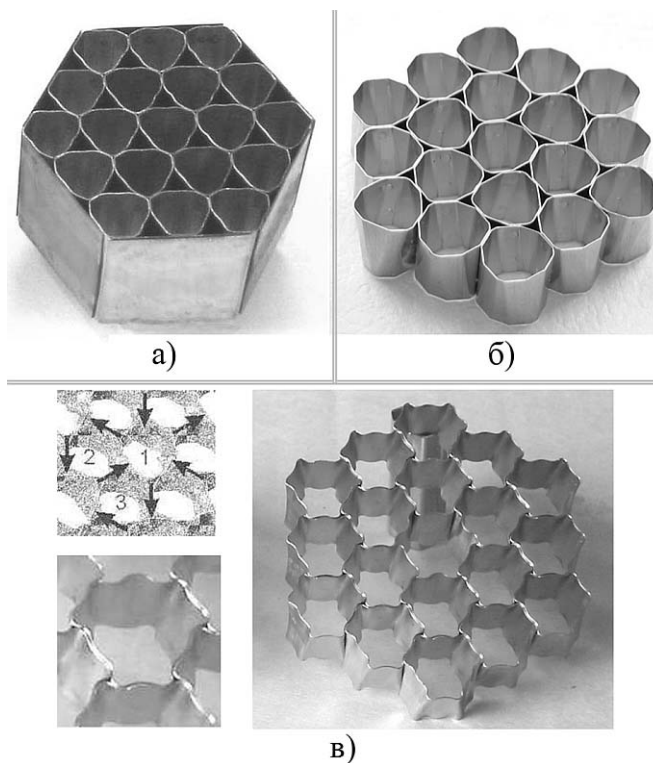


Рис. 4. Различные виды решеток: а) сотовая дистанционирующая решетка; б) промежуточная перемешивающая решетка типа «циклон»; в) промежуточная перемешивающая решетка типа «вихрь»

**Исследования в обоснование пассивных систем безопасности реактора.** В основу повышения безопасности АЭС положен принцип глубокой эшелонированной защиты с системой барьеров и пассивными системами, предотвра-

щающими развитие аварийного процесса и обеспечивающими перевод реакторной установки в состояние с низким энергетическим потенциалом. Цель управления развитием аварии – последовательно сохранять целостность барьеров безопасности и особенно целостность защитной оболочки как последнего барьера на пути распространения радионуклидов [63]. Основной отличительной особенностью проекта АЭС-2006 является использование пассивных систем безопасности. К их числу относятся система гидроемкостей второй ступени (система ГЕ-2), пассивная система фильтрации (ПСФ) протечек в межоболочечное пространство (МОП), которая предназначена для очистки и удаления парогазовой среды (ПГС) при авариях с потерей всех источников переменного тока.

Результаты проведенной на крупномасштабном стенде ГЕ-2М-ПГ серии экспериментов для проекта НВАЭС-2 показали, что отвод неконденсирующихся газов в составе парогазовой смеси с расходом, соответствующим расходу первой ступени системы ГЕ-2, позволяет сохранить необходимую конденсационную мощность ПГ, достаточную для поддержания эффективного теплоотвода от реакторной установки [64]. Полученные данные по коэффициенту теплопередачи в трубном пучке модели ПГ позволили сделать вывод о теплообменных характеристиках модели парогенератора при подаче в него пара с примесью неконденсирующихся газов и одновременной сдувке ПГС из холодного коллектора ПГ, а также предназначены для верификации расчетных кодов для анализа работы пассивных систем охлаждения активной зоны в случае аварийной аварии [65].

**Исследования водородной безопасности.** Осуществляются комплексное – расчетное с использованием кода КУПОЛ и экспериментальное – решение проблемы контроля концентрации и удаления водорода на АЭС, разработка системы контроля водородной безопасности, разработка каталитических рекомбинаторов водорода, а также проведение метрологической аттестации и сертификации этого оборудования. На основании анализа представительных сценариев аварий на АЭС с ВВЭР-1000 и с учетом факторов, влияющих на возможность стратификации водорода, определены сценарии, представительные в отношении возможности стратификации водорода под защитной оболочкой АЭС с ВВЭР-1000, и выполнен их численный анализ [66]. В результате расчетных исследований распространения водорода в системе связанных помещений контейнмента определены условия возникновения детонации, количество и размещение пассивных каталитических дожигателей водорода, обеспечивающих удержание концентрации водорода на взрывобезопасном уровне для различных сценариев развития аварии с сохранением целостности корпуса реактора.

**Исследования теплообмена в реакторах с водой при сверхкритическом давлении.** Большой инженерный опыт разработки и эксплуатации установок с водой при сверхкритическом давлении (СКД) в традиционной энергетике показывает, что использование воды при СКД в атомной энергетике должно снизить затраты на проектирование, уменьшить металлоемкость конструкции энергоблоков в два раза, сократить длительность и объемы строительных и монтажных работ за счет уменьшения габаритов здания, упростить технологические схемы, снизить расходы теплоносителя через активную зону в восемь – десять раз по сравнению с традиционными ВВЭР и главное – увеличить КПД до 44%. Выполненные расчеты показывают, что эти и другие факторы обеспечивают существенный экономический эффект [67]. Следует отметить, что в

связи с повышенными параметрами по сравнению с ВВЭР-1000 АЭС на СКД должна иметь дополнительные системы безопасности, особенно при разрыве ГЦТ и осушении активной зоны.

В результате проведенных исследования на семистержневой модели ТВС при СКД на фреоне установлены закономерности теплообмена при СКД на входе с учетом влияния геометрии каналов и получены базовые расчетные корреляции как для номинальных, так и ухудшенных режимов теплообмена [68]. Так установлено, что ухудшение теплообмена наблюдается при сосуществовании жидкой и парообразной фаз и, по всей видимости, связано с перераспределением профиля скорости, а также резким падением плотности и вязкости в критической области, где имеет место резкое изменение теплофизических свойств фреона-12. Разброс температур стенки вследствие ухудшения теплообмена может достигать 15 – 35% в зависимости от соотношения  $q/\rho W$  на достаточно коротком расстоянии порядка 200 мм. Это приводит к возникновению термических напряжений и, как следствие, к деформации твэльного пучка.

В результате проведения комплексных исследований проведен анализ использования в замкнутом топливном цикле одноконтурных и двухконтурных РУ с СКД воды, выполнены оценки и оптимизация выбранной тепловой схемы АЭС ВВЭР-СКД-1600, исследованы нормальные и ухудшенные режимы теплообмена, усовершенствованы методика и расчетный код МИФ-СКД для расчета теплогидравлических параметров активной зоны реактора с учетом влияния различных факторов и неопределенности параметров [68–70].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ, являющейся одной из ведущих организацией Госкорпорации «Росатом» в области теплофизики ЯЭУ, имеется комплекс лабораторий, оснащенных современной экспериментальной теплофизической базой, в которых проводятся фундаментальные и прикладные исследования, связанные с обоснованием различных реакторных установок.

Фундаментальные исследования направлены на развитие теории и создание расчетных программ, верифицированных на основе специально поставленных экспериментов, позволяющих получить детальное описание полей скоростей теплоносителя и температур в любых каналах и узлах оборудования ЯЭУ (активная зона, корпус реактора, парогенераторы). Математические модели и численные методы обобщены для описания и численного решения сжимаемых жидкостей, многофазных и многожидкостных систем.

Прикладные исследования и разработки выполняются путем детального изучения физических процессов применительно к реальным условиям реакторных установок. В области гидродинамики эти разработки направлены на поиск таких технических решений, которые обеспечивают оптимальные распределения скоростей и температур в узлах активной зоны реактора, теплообменниках или парогенераторах.

Результаты исследований отражены в монографиях, докладывались на представительных отечественных и зарубежных конференциях. Результатом этих исследований явилось теплогидравлическое обоснование ЯЭУ с натриевым теплоносителем (быстрые реакторы БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800), эвтектическим сплавом свинец-висмут (АПЛ проекта 705), сплавом натрия-калий (космические ЯЭУ – БУК, ТОПАЗ). Для накопления, хранения и анализа теплофизических данных, их оценки и выработки рекомендаций по теплофизическому обоснованию различных установок, разработки тестов для верифи-



кации расчетных кодов создан Центр теплофизических данных, имеющий связи со многими институтами отрасли и конструкторскими бюро.

Для улучшения экономических и экологических характеристик, повышения безопасности ЯЭУ как с водяным, так и жидкометаллическими теплоносителями необходимо более глубокое понимание закономерностей, определяющих теплогидравлические, физико-химические и массообменные процессы. Очевидна необходимость проведения новых теплогидравлических исследований как для создания ЯЭУ нового поколения, таких как БН-1200, СВБР-100, БРЕСТ-300, БН-ВТ, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ ВВЭР-СКД и др., космической ядерной энергетики большой мощности, в электроядерных и ускорительно-управляемых системах, в термоядерных установках и т.д., так и использования в неядерных технологиях.

### Литература

1. Поплавский В.М., Ефанов А.Д., Жуков А.В., Калякин С.Г., Сорокин А.П., Юрьев Ю.С. Теплогидравлические исследования реакторных установок с натриевым теплоносителем // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 236-241.
2. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов. / под ред. А.В. Жукова, А.П. Сорокина. – РТМ 1604.008-88. – Обнинск: ФЭИ. – 1989. 435 с.
3. Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П. Теплофизические исследования безопасности ядерных реакторов нового поколения // Тепловые процессы в технике. – 2010. – Т. 2. – №11. – С. 518-523.
4. Сорокин А.П. Теплофизические исследования вопросов безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. – 2007. – №12. – С. 29-36.
5. Субботин В.И., Кащеев В.М., Номофилов Е.В., Юрьев Ю.С. Решение задач реакторной физики на ЭВМ. – М.: Атомиздат. 1979.
6. Жуков А.В., Сорокин А.П., Ушаков П.А. и др. Поканальный теплогидравлический расчет сборок твэлов ядерных реакторов // Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – Вып. 5. – С. 307-311.
7. Жуков А.В., Сорокин А.П., Титов П.А., Ушаков П.А. Анализ гидравлического сопротивления пучков твэлов быстрых реакторов. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 5. – С. 317-321.
8. Ибрагимов М.Х., Субботин В.И., Ушаков П.А. Исследования теплоотдачи при турбулентном течении в трубах тяжелых жидких металлов. // Атомная энергия. – 1960. – Т. 8. – Вып. 1. – С. 54-56.
9. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. Систематические исследования теплообмена в сборках твэлов и некоторые задачи жидкометаллического охлаждения. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С. 95-108.
10. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Кузина Ю.А., Денисова Н.А., Сорокин Г.А., Федосова М.А. База экспериментальных данных по теплогидравлике быстрых реакторов для верификации расчетных кодов. // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 3. – С. 128-136.
11. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. Теплогидравлический анализ активной зоны ядерных реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Часть I. // Тепловые процессы в технике. – 2009. – Т. 1. – №7. – С. 127-139.
12. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. Теплогидравлический анализ активной зоны ядерных реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Часть II // Тепловые процессы в технике. – 2009. – Т. 1. – № 8. – С. 318-331.
13. Ушаков П.А. Приближенное тепловое моделирование цилиндрических тепловыделяющих элементов. / Жидкие металлы. – М.: Атомиздат. – 1967.
14. Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). – М.: Атомиздат. – 1975.
15. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М., Сорокин А.П. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. – М.: Энергоатомиз-

дат. –1985.

16. *Bogoslovskaya G.P., 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.

17. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М.* Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: теоретические основы и физика процесса. – М.: Энергоатомиздат, –1989.

18. *Сорокин А.П., Богословская Г.П., Кириллов П.Л., Жуков А.В., Ушаков П.А., Титов П.А.* Экспериментальные и расчетные исследования поперечного турбулентного переноса импульса и энергии в каналах сложной формы. // Теплофизика высоких температур. –1996. – Т. 34. – №6 –С. 903-908.

19. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М.* Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: расчетные программы и практическое приложение. –М.: Энергоатомиздат. –1991.

20. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Богословская Г.П., Сорокин Г.А.* Теплогидравлические аспекты глубокого выгорания ядерного топлива в быстрых реакторах. // Атомная энергия. –2003. –Т. 95. –С. 186–193.

21. *Сорокин А.П., Богословская Г.П.* Методы теплогидравлических расчетов тепловыделяющих сборок активной зоны быстрых реакторов. // Теплоэнергетика. –1997. –№3. –С. 21-26.

22. *Казачковский О.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. и др.* Метод сосредоточенных параметров в задаче о температурном поле в деформированных ТВС быстрых реакторов с неадиабатическими граничными условиями: Препринт ФЭИ-1972. –Обнинск: ФЭИ. –1985.

23. *Казачковский О.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Ушаков П.А., Кривенцев В.А., Титов П.А.* Стохастические неравномерности температурных полей в деформированных ТВС быстрых реакторов: Препринт ФЭИ-1678. –Обнинск: ФЭИ. –1985.

24. *Казачковский О.Д., Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М.* Температурные поля в деформированных ТВС быстрых реакторов. // Атомная энергия. –1988. –Т. 65. –Вып. 2. –С. 89-97.

25. *Жуков А.В., Матюхин Н.М., Сорокин А.П.* Теплогидравлические характеристики модельных ТВС реакторов при частичной блокировке проходного сечения (твэлы с проволочными навивками). // Известия вузов. Ядерная энергетика. –1997. –№5. –С. 65-73.

26. *Kuzina J.A., Sorokin A.P., Zhukov A.V.* Numerical simulation of fuel assembly thermohydraulics of reactors with blockages // Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single/two-phase. IAEA, TWG-FR/125, Vienna, Austria. –2005. –pp. 461-480.

27. *Ушаков П.А., Юрьев Ю.С., Колмаков А.П.* Поля скорости, давления и температуры в кассетах твэлов быстрых реакторов при блокировании проходного сечения. Теплообмен-IV. / под ред. А.Г. Блох. –Минск: Изд-во ИТМО АН БССР. –1980. –Т. 8. –С. 180-191.

28. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Леонов В.Н., Смирнов В.П., Сила-Новицкий А.Г.* Экспериментальные исследования теплопередачи в активной зоне реактора БРЕСТ-ОД-300 на моделях со свинцовым охлаждением. // Теплоэнергетика. –2002. –№3. –С. 2-10.

29. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Кузина Ю.А.* Температурные режимы твэлов корабельных ядерных установок с жидкометаллическим охлаждением. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2007. –№1. –С. 56-68.

30. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П.* О некоторых подходах по изучению влияния переменного энерговыделения на теплоотдачу и температурные поля твэлов реакторов. // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Физика ядерных реакторов», вып. 3 «Динамика и безопасность ядерных энергетических установок». – М.: РНЦ «Курчатовский институт». –2008. –С. 21-29.

31. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П.* Анализ бенчмарк-эксперимента по гидравлике и теплообмену в сборке имитаторов твэлов с жидкометаллическим охлаждением. // Атомная энергия. –2005. –Т. 99. –Вып. 5. –С. 336-348.

32. *Митенков Ф.М., Головкин В.Ф., Ушаков П.А., Юрьев Ю.С.* Проектирование теплообменных аппаратов АЭС. / под ред. Ф.М. Митенкова. –М.: Энергоатомиздат. –1988.

33. *Poplavsky V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Yuriev Yu.S.* Thermohydraulics of sodium cooled reactors // Report on the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-9, 2009. – Kyoto. –

Japan. –06-28Р. –12 р.

34. Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Опанасенко А.Н., Сорокин А.П. Исследования стратификации теплоносителя и пульсаций температуры в ядерных энергетических установках. // Теплоэнергетика. –2013. –№3. –С. 1-10.

35. Зарюгин Д.Г., Лескин С.Т., Опанасенко А.Н., Сорокин А.П. Расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик в баке быстрого реактора на интегральной модели САРХ в различных режимах работы установки. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2013. –№2. –С. 96-104.

36. Жуков А.В., Сорокин А.П., Кузина Ю.А. Аварийное расхолаживание быстрых реакторов естественной конвекцией. // Теплоэнергетика. –2013. –№5. –С. 42-51.

37. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические неравномерности теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора, обусловленные коллекторным эффектом. // Атомная энергия. –2011. –Вып. 3. –С. 177-180.

38. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2007. –№1. –С. 113-121.

39. Грабежная В.А., Грачев Н.С., Михеев А.С. Парогенератор БН-600: экспериментальные работы в обоснование теплогидравлики парогенератора. / Доклад на российско-французском совещании по технологии быстрых реакторов, 13-17 мая 2013 г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ.

40. Кириллов П.Л., Грабежная В.А. О влиянии способа обогрева на критический тепловой поток. // Атомная энергия, –1981. –Т. 51. –Вып. 4 (10). –С. 225-227.

41. Зенкевич Б.А., Песков О.Л., Сапанкевич А.П. Кризис теплоотдачи в потоке кипящей воды в трубах. / В кн.: Кризис теплообмена при кипении в каналах. / под ред. В.И. Субботина и П.Л. Кириллова. –Обнинск: ФЭИ, 1974. –С. 72-99.

42. Рекомендации по расчету кризиса теплоотдачи при кипении воды в круглых трубах. – М.: ИВТ АН СССР, 1980. Препринт 1-57.

43. Зенкевич Б.А., Калинин Ю.А., Ремизов О.В., Субботин В.И. О влиянии неравномерного распределения теплового потока по длине трубы на кризис теплоотдачи. Препринт ФЭИ-150. –Обнинск: ФЭИ, 1969.

44. Sergeev V.V., Gonin A.I. Dispersed Flow Film Boiling Heat Transfer in Channels with Spacer Elements // Working Material: Thermo hydraulic Relationships for Advanced Water Cooled Reactors / Report of the Third Research Coordination Meeting for the Coordinated Research Programme on Advanced Water Cooled Reactors Held at IPPE, Obninsk, Russia, October 6-12, 1997. –IAEA, Vienna, Austria, 1998. – pp. 222-228.

45. Грачев Н.С., Ивашкевич А.А., Прохорова В.А., Фетисов М.Н. О термической неравновесности пароводяного потока. // Теплофизика высоких температур. –1974. –Т. XII. – №3. –С. 680-681.

46. Грачев Н.С., Кириллов П.Л., Прохорова В.А. Экспериментальное исследование теплообмена в парогенирующей трубе с внутренним оребрением. // Теплофизика высоких температур. –1976. –Т. XV. – №6. –С. 1234-1240.

47. Грабежная В.А., Михеев А.С., Крюков А.Е. Испытания модели парогенератора БРЕСТ при работе на частичных и пусковых параметрах. / Научно-технический сборник «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2012 год. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2013. –С. 131-142.

48. Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П. Теплофизические исследования в обоснование проектов и безопасности ядерных реакторов нового поколения. // Атомная энергия. –2012. –Т. 112. –Вып. 1. –С. 36-39.

49. Субботин В.И., Сорокин Д.Н., Овечкин Д.М., Кудрявцев А.П. Теплообмен при кипении металлов в условиях естественной конвекции. –М.: Наука. 1969.

50. Кириллов П.Л. Теплообмен жидких металлов круглых трубах (однофазный и двухфазный потоки). / Диссертация на соиск. степени д. техн. н. – М., 1968.

51. Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Иванов Е.Ф. и др. Расчетно-экспериментальные исследования условий устойчивого теплообмена при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного расхолаживания быстрого реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. –№2. –С. 59-70.

52. Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Иванов Е.Ф. и др. Теплообмен при кипении жидкого металла

в режиме аварийного расхолаживания быстрого реактора. // Атомная энергия. 1999. – Т. 87. – Вып. 5. – С. 337-342.

53. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др. Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2003. – №3. – С. 20-26.

54. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Иванов В.В., Волков А.Д., Сорокин Г.А., Зуева И.Р., Федосова М.А. Теплообмен при кипении жидкого металла в системе параллельных каналов в режиме естественной конвекции. // Теплоэнергетика. – 2007. – №3. – С. 43-51.

55. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Experimental and Numerical Study of Liquefied Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation Conditions // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2006. – V. 43. No 6. – pp. 623-634.

56. Сорокин Г.А., Ниноката Х., Эндо Х. и др. Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №4. – С. 92-106.

57. Портяной А.Г., Портяной Г.А., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П. Разработка пассивных устройств аварийной защиты быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. / Сб. докл. межотраслевой конференции «Теплофизика-2005». – 16-18 ноября 2005. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2006. – 14 с.

58. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Егоров В.С., Шкаровский Д.А. Пассивные устройства остановки реакторов: классификация характеристик и оценка степени совершенства. // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84. – Вып. 5. – С. 394-398.

59. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Егоров В.С., Мальцев В.Г. Разработка и изучение характеристик пассивного устройства остановки быстрого реактора. // Атомная энергия. – 1999. – Т. 86. – Вып. 1. – С. 77-81.

60. Ефанов А.Д., Колмаков А.П., Куликов Б.И., Ложкин В.В., Пометько Р.С., Смирнов А.М. Теплофизические аспекты повышения энергонапряженности сборок в реакторах ВВЭР / Сб. тез. и докл. IV Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, 23-25 мая 2005. – С. 55.

61. Безруков Ю.А., Астахов В.И., Брантов В.Г. и др. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реактора ВВЭР. // Теплоэнергетика. – 1976. – №2. – С. 80-82.

62. Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф. Перспективы и пути использования решеток интенсификаторов теплообмена в ТВС ВВЭР. // Научно-техническая конференция «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» (НТК-2010). – Москва, ОАО «ВНИИНМ», 17-19 ноября 2010. – 10 с.

63. Асмолов В.Г., Блинков В.Н., Мелихов О.И., Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Стрижов В.Ф. Проблемы тепломассопереноса и безопасности в проектах АЭС нового поколения. / Ориентированные фундаментальные исследования в обеспечение инновационных ядерных технологий: Сб. докл. на расширенном заседании НТС Росатома. Москва, 28 сентября 2007. – М.: ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ». – 2007. – С. 55-78.

64. Беркович В.М., Коршунов А.С., Таранов Г.С. и др. Разработка и обоснование технологии удаления неконденсирующихся газов для обеспечения работоспособности систем пассивного отвода тепла. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 1. – С. 13-19.

65. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S., Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S. Experimental Study on Novovoronezh NPP-2 Steam Generator Model Condensation Power in the Event of the Beyond Design Basis Accident // Proceedings of 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 10). San Diego, CA USA, June 13-17, 2010. Paper 10101.

66. Лукьянов А.А., Зайцев А.А., Попова Т.В., Канаухина С.В., Супотницкая О.В., Янцева Л.М. Исследования в обоснование водородной безопасности РУ нового поколения, предтестовый анализ с использованием кода КУПОЛ-М экспериментов на установках TOSQAN, VTSTRA, PANDA в рамках проекта ERCOSAM-SAMARA. / Научно-технический сборник «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 год». – Об-

нинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2012. – С. 259-288.

67. *Кириллов П.Л.* Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров. // Теплоэнергетика. – 2008. – №5. – С. 2-5.

68. *Пометько Р.С., Опанасенко А.Н., Шелегов А.С.* Теплообмен при сверхкритических параметрах теплоносителя в пучке стержней. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №2. – С. 142-150.

69. *Grabeshnaya V.A., Kirillov P.L.* Heat Transfer at Supercritical Pressures and Deterioration Boundaries // Eleventh International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11). – Avignon, France. – October 2-6, 2005.

70. *Богословская Г.П., Кириллов П.Л., Сорокин А.П.* Программа МИФ теплогидравлического расчета активной зоны реактора, охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении. // Теплоэнергетика. – 2009. – №3. – С. 34-37.

Поступила в редакцию 04.12.2014 г.

### Авторы

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru.

Ефанов Александр Дмитриевич, главный научный сотрудник, Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: efanov@ippe.ru.

Жуков Альберт Владимирович, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке, директор ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: kalyakin@ippe.ru.

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: sorokin@ippe.ru.



УДК 621.039

## **THERMOHYDRAULICAL RESEARCHES NPP (TO THE 60 ANNIVERSARY OF THE FIRST NPP)**

Rachkov V.I., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### **ABSTRACT**

Designing, construction and successful start-up in laboratory «B» (now SSC RF-IPPE), in Obninsk on June, 27<sup>th</sup>, 1954 the First NPP became turn from purely military programs to peace use of an atomic energy. Researches of thermo hydraulics of nuclear power plants (NPP) in IPPE have begun in 1950<sup>th</sup> years in connection with work for a reactor with lead-bismuth coolant and the fast reactors cooled by sodium. Their organizers and supervisors of studies were A.I. Leypunsky and V.I. Subbotin then P.L. Kirillov and A.D. Efanov. The considerable contribution in researches have M.H. Ibragimov, M.N. Ivanovsky, F.A. Kozlov, Yu.I. Orlov, P.A. Ushakov, M.N. Arnoldov, G.P. Bogoslovskaja, V.P. Bobkov, B.N. Gabrianovich, A.V. Zhukov, S.G. Kalaykin, Yu.D. Levchenko, N.I. Loginov, A.A. Lukjanov, P.N. Martynov, A.N. Opanasenko, I.P. Sviridenko, A.P. Sorokin, Yu.S. Yuriev and others.

Now SSC RF-IPPE is one of leaders in State corporation «Rosatom» on thermal physics of NPP. In IPPE there are available complex of the laboratories equipped modern experimental thermal physics base. Fundamental and the applied researches connected with a substantiation various NPP are spent in these laboratories. Fundamental researches are directed on development of the theory and creation of the numerical codes verified on the basis of special experiments for reception of the detailed description of velocity and temperature fields in any units of NPP equipment (reactor core, reactor vessel, steam generators). Mathematical models and numerical methods are generalized for the description and numerical modeling of monophasic flows, multiphase and multi-fluid systems. Applied researches and workings out are carried out by detailed studying of physical processes for reactors conditions and directed on search of such designs which provide optimum distributions of velocity and temperature in a reactor core, heat exchangers and steam generators.

Results of researches are presented in monographies, in works of domestic and foreign conferences. Their summary was thermohydraulic substantiation of NPP with the sodium coolant agent (fast reactors BR-10, BOR-60, BN-350, BN-600, BN-800), eutectic alloy lead-bismuth (atomic submarine designs 645 and 705) and alloy sodium-potassium (space NPP – BUK, TOPAZ). For accumulation, storage and the analysis thermo physical data, their estimation, development of recommendations about NPP substantiation, verification of numerical codes was created the Center thermo physical data.

For improvement of economic and ecological characteristics, raising of NPP safety as with water and liquid metal coolant, deeper understanding of the regularity defining thermohydraulic, physical and chemical and mass transfer processes is necessary. It is necessary to carry out new thermohydraulic researches as for creation of NPP new generation, such as BN-1200, CVBR-100, BREST-300, BN-VT, WWER-1200, WWER-TOI WWER-SKD, space NPP with high power, electronuclear and accelerated-drive systems, thermonuclear installations and non-nuclear production engineering.

**Key words:** nuclear power plants, liquid metal coolants, water, thermohydraulic, velocity, temperature, reactor core, heat-exchange equipments, collector, hydraulic friction factor,

heat transfer, interchannel exchange, crisis of heat transfer, coolant stratification, safety, methods of calculations, calculation programs.

#### REFERENCES

1. Poplavskij V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Yur'ev Yu.S. Teplogidravlicheskie issledovaniya reaktornykh ustanovok s natrievym teplonositelem [Thermohydraulic investigations of reactor facilities with sodium coolant]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 236-241.
2. Zhukov A.V., Sorokin A.P. eds. Metodicheskie ukazaniya i rekomendatsii po teplogidravlicheskomu raschetu aktivnykh zon bystrykh reaktorov [Guidelines and recommendations for thermohydraulic calculation of fast reactor cores]. RTM 1604.008-88. Obninsk, SSC RF-IPPE, 1989. 435 p.
3. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya bezopasnosti yadernykh reaktorov novogo pokoleniya [Thermophysical investigation of the safety of nuclear reactors of the new generation]. *Teplovyie processy v tekhnike*. 2010, vol. 2, no. 11, pp. 518-523.
4. Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya voprosov bezopasnosti YaEU s reaktorami na bystrykh nejtronah [Thermophysical Security Research NPU's with fast reactors]. *Teploenergetika*. 2007, no. 12, pp. 29-36.
5. Subbotin V.I., Kascheev V.M., Nomofilov E.V., Yur'ev Yu.S. *Reshenie zadach reaktornoj fiziki na EVM* [Solving problems of reactor physics on a computer]. Moscow, Atomizdat Publ. 1979.
6. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Ushakov P.A. e.a. Pokanal'nyy teplogidravlicheskij raschet sborok tvelov yadernykh reaktorov [Channelized thermohydraulic calculation of fuel rod assemblies of nuclear reactors]. *Atomnaya energiya*. 1981, vol. 51, no. 5, pp. 307-311.
7. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Titov P.A., Ushakov P.A. Analiz gidravlicheskogo soprotivleniya puchkov tvelov bystrykh reaktorov [Analysis of the hydraulic resistance of the fast reactor fuel bundles]. *Atomnaya energiya*. 1986, vol. 60, no. 5, pp. 317-321.
8. Ibragimov M.H., Subbotin V.I., Ushakov P.A. Issledovaniya teplootdachi pri turbulentnom techenii v trubah tyazhelykh zhidkikh metallov [Study of heat transfer in turbulent flow in tubes of heavy liquid metal]. *Atomnaya energiya*. 1960, vol. 8, no. 1, pp. 54-56.
9. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. Sistemicheskie issledovaniya teploobmena v sborkah tvelov i nekotorye zadachi zhidkometallicheskoogo ohlazhdeniya [Systematic studies of heat transfer in the fuel assembly and some problems of liquid metal cooling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2009, no. 4, pp. 95-108.
10. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Denisova N.A., Sorokin G.A., Fedosova M.A. Baza eksperimental'nykh dannykh po teplogidravlike bystrykh reaktorov dlya verifikatsii raschetnykh kodov [Experimental database for fast reactor thermal hydraulics for verification of computer codes]. *Atomnaya energiya*. 2009, vol. 107, no. 3, pp. 128-136.
11. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Teplogidravlicheskij analiz aktivnoj zony yadernykh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem. Chast' I [Thermohydraulic analysis of the core of nuclear reactors with liquid cooling. Part I]. *Teplovyie processy v tekhnike*. 2009, vol. 1, no. 7, pp. 127-139.
12. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Teplogidravlicheskij analiz aktivnoj zony yadernykh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem. Chast' II [Thermohydraulic analysis of the core of nuclear reactors with liquid cooling. Part II]. *Teplovyie processy v tekhnike*. 2009, vol. 1, no. 8, pp. 318-331.
13. Ushakov P.A. *Priblizhennoe teplovoe modelirovanie cilindricheskikh teplovydelyayushchikh elementov. Zhidkie metally* [Approximate thermal modeling of cylindrical fuel elements. Liquid metals]. Moscow, Atomizdat Publ. 1967.
14. Subbotin V.I., Ibragimov M.X., Ushakov P.A., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. *Gidrodinamika i teploobmen v atomnykh energeticheskikh ustanovkakh (osnovy rascheta)* [Hydrodynamics and heat transfer in nuclear power plants (basis of calculation).]. Moscow,

Atomizdat Publ. 1975.

15. Zhukov A.V., Kirillov P.L., Matyuhin N.M., Sorokin A.P. e.a. *Teplogidravlicheskiy raschet TVS bystrykh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem*. [Thermohydraulic calculation of fuel assemblies in fast reactors with liquid cooling.]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1985.

16. Bogoslovskaya G.P., 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.

17. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. *Mezhkanal'nyy obmen v TVS bystrykh reaktorov: teoreticheskie osnovy i fizika processa* [Interchannel exchange in fuel assemblies of fast reactors: theoretical foundations and physics of the process]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1989.

18. Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P., Kirillov P.L., Zhukov A.V., Ushakov P.A., Titov P.A. *Ekspperimental'nye i raschetnye issledovaniya poperechnogo turbulentnogo perenosa impul'sa i energii v kanalakh slozhnoy formy* [Experimental and computational studies of turbulent transverse transport of impulse and energy in the channels of complex shape]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1996, vol. 34, no. 6, pp. 903-908.

19. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. *Mezhkanal'nyy obmen v TVS bystrykh reaktorov: raschetnye programmy i prakticheskoe prilozhenie* [Interchannel exchange in fuel assemblies of fast reactors: settlement programs and practical application]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1991.

20. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Bogoslovskaya G.P., Sorokin G.A. *Teplogidravlicheskie aspekty glubokogo vygoraniya yadernogo topliva v bystrykh reaktorah* [Thermohydraulic aspects of nuclear fuel burnup in fast reactors]. *Atomnaya energiya*. 2003, vol. 95, pp. 186-193.

21. Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P. *Metody teplogidravlicheskih raschetov teplovydelyayushchih sborok aktivnoy zony bystrykh reaktorov* [Methods of thermohydraulic calculation of fuel assemblies of the core of fast reactors]. *Teploenergetika*. 1997, no. 3, pp. 21-26.

22. Kazachkovskij O.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. e.a. *Metod sosredotochennykh parametrov v zadache o temperaturnom pole v formoizmenennykh TVS bystrykh reaktorov s neadiabaticeskimi granichnymi usloviyami*. [Lumped parameters method in the problem of the temperature field in form-changing fuel assemblies of fast reactors with non-adiabatic boundary conditions.]. Preprint SSC RF-IPPE-1972. Obninsk, SSC RF-IPPE. 1985. (in Russian)

23. Kazachkovskij O.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Ushakov P.A., Krivencev V.A., Titov P.A. *Stokhasticheskie neravnomernosti temperaturnykh polej v formoizmenennykh TVS bystrykh reaktorov*. [Stochastic unevenness of temperature fields in form-changing fuel assemblies of fast reactors.]. Preprint SSC RF-IPPE-1678. Obninsk, SSC RF-IPPE. 1985. (in Russian)

24. Kazachkovskij O.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. *Temperaturnye polya v formoizmenennykh TVS bystrykh reaktorov* [Temperature fields in form-changing fuel assemblies of fast reactors]. *Atomnaya energiya*. 1988, vol. 65, no. 2, pp. 89-97.

25. Zhukov A.V., Matyuhin N.M., Sorokin A.P. *Teplogidravlicheskie harakteristiki model'nykh TVS reaktorov pri chastichnoj blokirovke prohodnogo secheniya (tvely s provolochnymi navivkami)* [Thermal-hydraulic characteristics of model FAs reactors in partial blocking the flow cross section (fuel elements with wire windings)]. *Izvestiya vuzov. Yademaya energetika*. 1997, no. 5, pp. 65-73.

26. Kuzina J.A., Sorokin A.P., Zhukov A.V. *Numerical simulation of fuel assembly thermohydraulics of reactors with blockages. Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single/two-phase*. – IAEA, TWG-FR/125, Vienna, Austria. 2005, pp. 461-480.

27. Ushakov P.A., Yur'ev Yu.S., Kolmakov A.P. *Polya skorosti, davleniya i temperatury v kassetah tvelov bystrykh reaktorov pri blokirovanii prohodnogo secheniya. Teploobmen-IV*. [Fields of velocity, pressure and temperature in the fast reactor fuel elements tapes while blocking the flow cross section. Heat transfer-IV.]. Minsk: ITMO AN BSSR Publ. – 1980, vol.

8, pp. 180-191.

28. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P., Leonov V.N., Smirnov V.P., Sila-Novickij A.G. Eksperimental'nye issledovaniya teploperedachi v aktivnoj zone reaktora BREST-OD-300 na modelyah so svincovym ohlazhdeniem [Experimental study of heat transfer in the reactor BREST-OD-300 to lead-cooled models]. *Teploenergetika*. 2002, no. 3, pp. 2-10.

29. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Efanov A.D., Kuzina Yu.A. Temperaturnye rezhimy tvelov korabel'nyh yadernyh ustanovok s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem [Temperature regimes of ship fuel elements of nuclear facilities with liquid cooling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 56-68.

30. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. O nekotoryh podhodah po izucheniyu vliyaniya peremennogo energovydeleniya na teplootdachu i temperaturnye polya tvelov reaktorov. [Some approaches to study the effects of variable energy on the heat transfer and temperature fields of fuel rods reactors.]. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov*, 2008, iss. 3 *Dinamika i bezopasnost' yadernyh energeticheskikh ustanovok*, pp. 21-29.

31. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. Analiz benchmark-eksperimenta po gidravlike i teploobmenu v sborke imitatorov tvelov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem [Analysis of the benchmark experiment on heat transfer and hydraulic assembly fuel rod simulators with liquid cooling]. *Atomnaya energiya*. 2005, vol. 99, no. 5, pp. 336-348.

32. Mitenkov F.M., Golovko V.F., Ushakov P.A., Yur'ev Yu.S. *Proektirovanie teploobmennyykh apparatov AES* [NPP design of heat exchangers]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1988.

33. Poplavsky V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Yuriev Yu.S. Thermohydraulics of sodium cooled reactors. Report on the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-9, 2009. Kyoto, Japan. 06-28P. 12 p.

34. Zaryugin D.G., Kalyakin S.G., Opanasenko A.N., Sorokin A.P. Issledovaniya stratifikatsii teplonositelya i pul'sacij temperatury v yadernyh energeticheskikh ustanovkakh [Research stratification and coolant temperature fluctuations in nuclear power facilities]. *Teploenergetika*. 2013, no. 3, pp. 1-10.

35. Zaryugin D.G., Leskin S.T., Opanasenko A.N., Sorokin A.P. Raschetno-eksperimental'nye issledovaniya teplogidravlicheskih harakteristik v bace bystrogo reaktora na integral'noj modeli SARH v razlichnykh rezhimakh raboty ustanovki [Computational and experimental studies of the thermal and hydraulic characteristics in tank of fast reactor by the integral model of automatic shutdown cooling in various modes]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 96-104.

36. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Kuzina Yu.A. Avarijnoe rasholazhivanie bystrykh reaktorov estestvennoj konvekciej [Emergency cooling of fast reactors by natural convection]. *Teploenergetika*. 2013, no. 5, pp. 42-51.

37. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Gidrodinamicheskie neravnomernosti teplonositelya na vhode v aktivnuyu zonu yadernogo reaktora, obuslovlennyye kollektornym efektom [Hydrodynamic coolant irregularities inlet of the nuclear reactor core due to the effect of the collector]. *Atomnaya energiya*. 2011, no. 3, pp. 177-180.

38. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Gidrodinamika kollektornykh sistem yadernyh energeticheskikh ustanovok [Hydrodynamics of collecting systems nuclear power facilities]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 113-121.

39. Grabezhnaya V.A., Grachev N.S., Miheev A.S. Parogenerator BN-600: eksperimental'nye raboty v obosnovanie teplogidravliki parogeneratorsa. Doklad na rossijsko-francuzskom soveshchani po tekhnologii bystrykh reaktorov. [Experimental works for justification of thermal-hydraulic characteristics of steam generator BN-600. Report on the Russian-French meeting on fast reactor technology.], 13-17 may 2013. Obninsk, SSC RF-IPPE.

40. Kirillov P.L., Grabezhnaya V.A. O vliyani sposoba obogreva na kriticheskij teplovoj potok [On the influence of heating method on the critical heat flux]. *Atomnaya energiya*. 1981, vol. 51, iss. 4 (10), pp. 225-227.



41. Zenkevich B.A., Peskov O.L., Sapankevich A.P. Krizis teplootdachi v potoke kipyashchej vody v trubah. V kn.: Krizis teploobmena pri kipenii v kanalah [Crisis heat flow in the boiling water in the tubes]. Crisis on boiling heat transfer in the channels. Obninsk: SSC RF-IPPE, 1974, pp. 72-99. (in Russian)
42. Rekomendacii po raschetu krizisa teplootdachi pri kipenii vody v kruglyh trubah. [Recommendations for calculation of heat transfer crisis during boiling of water in circular tubes.]. Moscow, IVT AN SSSR, 1980. Preprint 1-57. (in Russian)
43. Zenkevich B.A., Kalinin Yu.A., Remizov O.V., Subbotin V.I. O vliyanii neravnomernogo raspredeleniya teplovogo potoka po dline truby na krizis teplootdachi. [On the influence of the uneven distribution of heat flow along the pipe to heat transfer crisis.]. Preprint SSC RF-IPPE-150. Obninsk, SSC RF-IPPE, 1969. (in Russian)
44. Sergeev V.V., Gonin A.I. Dispersed Flow Film Boiling Heat Transfer in Channels with Spacer Elements. Working Material: Thermo hydraulic Relationships for Advanced Water Cooled Reactors. Report of the Third Research Coordination Meeting for the Coordinated Research Programme on Advanced Water Cooled Reactors Held at IPPE, Obninsk, Russia, October 6–12, 1997. IAEA, Vienna, Austria, 1998. pp. 222-228.
45. Grachev N.S., Ivashkevich A.A., Prohorova V.A., Fetisov M.N. O termicheskoy neravnovesnosti parovodyanogo potoka [About nonequilibrium thermal steam and water flow]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1974, vol. XII, no. 3, pp. 680-681.
46. Grachev N.S., Kirillov P.L., Prohorova V.A. Eksperimental'noe issledovanie teploobmena v parogeneriruyushchej trube s vnutrennim orebreniem [Experimental study of heat transfer in the steam generating pipe with internal ribbing]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1976, vol. XV, no. 6., pp. 1234-1240.
47. Grabezhnaya V.A., Miheev A.S., Kryukov A.E. Ispytaniya modeli parogeneratora BREST pri rabote na chastichnyh i puskovyh parametroh. Nauchno-tehnicheskij sbornik «Itogi nauchno-tehnicheskoy deyatel'nosti Instituta yadernyh reaktorov i teplofiziki za 2012 god». [Test model steam generator BREST at work on partial and starting parameters. Scientific and technical collection «The results of scientific and technological activities of the Institute of Nuclear and Thermal Physics in 2012»]. Obninsk, SSC RF-IPPE. 2013, pp. 131-142. (in Russian)
48. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya v obosnovanie proektov i bezopasnosti yadernyh reaktorov novogo pokoleniya [Thermophysical investigations to support projects and safety of a new generation of nuclear reactors]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 1, pp. 36-39.
49. Subbotin V.I., Sorokin D.N., Ovechkin D.M., Kudryavcev A.P. *Teploobmen pri kipenii metallov v usloviyah estestvennoj konvekcii* [Boiling heat transfer of metals under conditions of natural convection]. Moscow, Nauka Publ. 1969.
50. Kirillov P.L. *Teploobmen zhidkih metallov v kruglyh trubah (odnofaznyj i dvufaznyj potoki)*. Diss. dokt. tekhn. nauk [Heat exchange of liquid metals in circular pipes (single-phase and two-phase flows). Dr. tech. sci. diss.]. Moscow, 1968, 246 p.
51. Sorokin A.P., Efanov A.D., Ivanov E.F. e.a. Raschetno-eksperimental'nye issledovaniya uslovij ustojchivogo teploobmena pri vozniknovenii kipeniya zhidkogo metalla v rezhime avariynogo rasholazhivaniya bystrogo reaktora [Calculation and experimental study of the conditions of sustainable heat transfer occurs when the boiling liquid metal in the emergency cooling mode fast reactor]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1999, no. 2, pp. 59-70.
52. Sorokin A.P., Efanov A.D., Ivanov E.F. e.a. Teploobmen pri kipenii zhidkogo metalla v rezhime avariynogo rasholazhivaniya bystrogo reaktora [Heat exchange on boiling liquid metal at emergency cooling mode fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 1999, vol. 87, no. 5, pp. 337-342.
53. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Issledovaniya teploobmena i ustojchivosti kipeniya zhidkometallicheskogo teplonositelya v konture estestvennoj cirkulyacii [Investigation of heat transfer and stability of boiling liquid metal coolant circuit of natural



circulation]. *Teploenergetika*. 2003, no. 3, pp. 20-26.

54. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R., Fedosova M.A. Teploobmen pri kypenii zhidkogo metalla v sisteme parallel'nyh kanalov v rezhime estestvennoj konvekcii [Heat exchange on boiling liquid metal in the system of parallel channels at the natural convection mode]. *Teploenergetika*. 2007, no. 3, pp. 43-51.

55. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Experimental and Numerical Study of Liquefied Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation Conditions. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2006, vol. 43, no 6, pp. 623-634.

56. Sorokin G.A., Ninokata H., Endo H. e.a. Eksperimental'noe i raschetnoe modelirovanie teploobmena pri kypenii zhidkogo metalla v sisteme parallel'nyh teplovydelyayushchih sborok v rezhime estestvennoj konvekcii [Experimental and numerical modeling of heat exchange during boiling of liquid metal in system of parallel fuel assemblies at natural convection mode]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005, no. 4, pp. 92-106.

57. Portyanov A.G., Portyanov G.A., Serdun' E.N., Sorokin A.P. Razrabotka passivnykh ustroystv avariynoj zashchity bystrykh reaktorov s natrievym teplonositelem. Sb. dokl. mezhotraslevoj konferencii «Teplofizika-2005». [Development of passive devices of emergency protection of fast reactors with sodium coolant. Proceedings interdisciplinary conference «Thermophysics-2005»]. Nov. 16-18, 2005. Obninsk, SSC RF-IPPE. 2006, 14 p. (in Russian)

58. Portyanov A.G., Serdun' E.N., Sorokin A.P., Egorov V.S., Shkarovskij D.A. Passivnye ustrojstva ostanovki reaktorov: klassifikatsiya harakteristik i ocenka stepeni sovershenstva [Passive devices for stopping reactors: classification of characteristics and evaluation of perfection]. *Atomnaya energiya*. 1998, vol. 84, no. 5, p. 394-398.

59. Portyanov A.G., Serdun' E.N., Sorokin A.P., Egorov V.S., Mal'cev V.G. Razrabotka i izuchenie harakteristik passivnogo ustrojstva ostanova bystrogo reaktora [Development and study of the characteristics of passive device for stopping fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 1999, vol. 86, no. 1, pp. 77-81.

60. Efanov A.D., Kolmakov A.P., Kulikov B.I., Lozhkin V.V. Pomet'ko R.S., Smirnov A.M. Teplofizicheskie aspekty povysheniya energonapryazhennosti sborok v reaktorah WWER. Sb. tez. i dokl. IV Mezhdunarodnoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Obespechenie bezopasnosti AES s WWER». [Thermophysical aspects of increasing power density assemblies in a WWER. Proceedings of the IV International Scientific and Technical Conference «Safety Assurance of NPP with WWER»]. Podol'sk, 23-25 may 2005, p. 55. (in Russian)

61. Bezrukov Yu.A., Astahov V.I., Brantov V.G. e.a. Eksperimental'nye issledovaniya i statisticheskij analiz dannyh po krizisu teploobmena v puchkah sterzhnej dlya reaktora WWER [Experimental studies and statistical analysis of the data of crisis of heat exchange in rod bundles WWER]. *Teploenergetika*. 1976, no. 2, pp. 80-82.

62. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Pomet'ko R.S., Selivanov Yu.F. Perspektivy i puti ispol'zovaniya reshetok – intensivizatorov teploobmena v TVS WWER. Nauchno-tehnicheskaya konferenciya «Yadernoe toplivo novogo pokoleniya dlya AES. Rezul'taty razrabotki, opyt ekspluatatsii i napravleniya razvitiya» (NTK-2010). [Perspectives and ways of using lattices – intensifiers of heat exchange in FAs of WWER. Scientific and Technical Conference «Nuclear fuel for a new generation of nuclear power plants. Results of the development, operating experience and development trend» (STC-2010)]. Moscow, OAO «VNIINM», Nov. 17-19, 2010. 10 p. (in Russian)

63. Asmolov V.G., Blinkov V.N., Melihov O.I., Efanov A.D., Sorokin A.P., Strizhov V.F. Problemy teplomassoperenosa i bezopasnosti v proektakh AES novogo pokoleniya. Sb. dokl. na rasshirennom zasedanii NTS Rosatoma: «Orientirovannye fundamental'nye issledovaniya v obespechenie innovacionnykh yadernykh tehnologij». [Heat and mass transfer problems and security projects in a new generation of nuclear power plants. Proceedings at the enlarged meeting of the Scientific and Technical Council of Rosatom: «Oriented basic research in the provision of innovative nuclear technology»]. Moscow, 28 sept. 2007. Moscow, FGUP «CNIATOMINFORM». 2007. pp. 55-78. (in Russian)

64. Berkovich V.M., Korshunov A.S., Taranov G.S. e.a. Razrabotka i obosnovanie tehnologii udaleniya nekondensiruyushchihsya gazov dlya obespecheniya rabotosposobnosti sistem passivnogo otvoda tepla. [Development and validation of technology removing non-condensable gases to ensure efficiency of passive heat removal systems.]. *Atomnaya energiya*. 2006, vol. 100, no. 1, pp. 13-19.
65. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S., Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S. Experimental Study on Novovoronezh NPP-2 Steam Generator Model Condensation Power in the Event of the Beyond Design Basis Accident. Proceedings of 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 10). San Diego, CA USA, June 13-17, 2010. Paper 10101.
66. Luk'yanov A.A., Zajcev A.A., Popova T.V. e.a. Issledovaniya v obosnovanie vodorodnoj bezopasnosti RU novogo pokoleniya, predtestovyy analiz s ispol'zovaniem koda KUPOL-M eksperimentov na ustanovkah TOSQAN, VTSTRA, PANDA v ramkah proekta ERCOSAM-SAMARA. Nauchno-tehnicheskij sbornik «Itogi nauchno-tehnicheskoy deyatel'nosti Instituta yadernyh reaktorov i teplofiziki za 2011 god». [Studies in support of the hydrogen-safety for reactor facilities of a new generation, using code KUPOL-M for pre-test analysis of experiments at TOSQAN, VTSTRA, PANDA in project ERCOSAM-SAMARA. Scientific and technical collection «The results of scientific and technological activities of the Institute of Nuclear and Thermal Physics in 2011»]. Obrninsk, SSC RF-IPPE. 2012, pp. 259-288. (in Russian)
67. Kirillov P.L. Vodoohlazhdaemye reaktory na vode sverhkriticheskikh parametrov [Water-cooled reactors at supercritical parameters of water]. *Teploenergetika*. 2008, no. 5, pp. 2-5.
68. Pomet'ko R.S., Opanasenko A.N., Shelegov A.S. Teploobmen pri sverhkriticheskikh parametrov teplotonositeleya v puchke sterzhnej [Heat exchange at supercritical parameters of coolant in beam of rods]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 2, pp. 142-150.
69. Grabezhnaya V.A., Kirillov P.L. Heat Transfer at Supercritical Pressures and Deterioration Boundaries. Eleventh International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11). Avignon, France. October 2-6, 2005.
70. Bogoslovskaya G.P., Kirillov P.L., Sorokin A.P. Programma MIF teplogidravliches-kogo rascheta aktivnoj zony reaktora, ohlazhdaemogo vodoj pri sverhkriticheskom davlenii [Program «MIF» for thermal-hydraulic calculations of the reactor core with water-cooling at supercritical pressure]. *Teploenergetika*. 2009, no. 3, pp. 34-37.

## Authors

Rackov Valery Ivanovich, Research Supervisor of the State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian Academy of Science.

E-mail: vrachkov@ippe.ru

Efanov Alexander Dmitrievich, Main Researcher of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: efanov@ippe.ru

Zhukov Albert Vladimirovich, Leading Researcher of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

Sorokin Alexander Pavlovich, Deputy Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: sorokin@ippe.ru

Kalyakin Sergey Georgievich, The First Deputy General Director on Science – Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: kalyakin@ippe.ru