

Предприятие госкорпорации «РОСАТОМ»
АО «Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

Научно-техническая конференция

ТЕПЛОФИЗИКА РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

ТЕПЛОФИЗИКА – 2018

16 – 18 мая 2018 года

СБОРНИК ДОКЛАДОВ

**Обнинск
2018**

Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2018) : Сборник докладов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения» (Теплофизика – 2018), 16–18 мая 2018 г., г. Обнинск / Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2018. – 424 с.

Сборник докладов включает материалы, представленные на конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2018)», отражающие состояние и задачи НИОКР по теплофизическому обоснованию легководных и быстрых реакторов с охлаждением натрием и свинцом.

В пленарных докладах рассмотрены проблемные вопросы развития реакторных технологий 4-го поколения и их решение в рамках Международного Форума «Поколение IV», концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (ВВЭР-СКД), теплофизические аспекты проекта РИФМА, тепловые трубы в атомной энергетике.

На секционных заседаниях рассмотрен широкий круг задач в области физической химии и массопереноса в системах с жидкометаллическими теплоносителями, включая смачиваемость реакторных сталей жидким свинцом, висмутом и эвтектикой Pb-Bi с добавками лития и т.д.; исследования в обоснование технологии жидкометаллических теплоносителей быстрых реакторов, в том числе моделирование физико-химических процессов в контурах РУ с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, возможности исследований отработавших кассет реакторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями для обоснования технологий перспективных ЯЭУ; исследования теплогидравлики РУ в обоснование повышения эффективности и безопасности легководных реакторов и реакторов с жидкометаллическими теплоносителями ЖМТ: теплофизических процессов при работе пассивных систем безопасности ВВЭР, влияния концентрации борной кислоты на процессы массопереноса в РУ при развитии аварии, теплогидравлики при подъемном течении жидкого металла в компланарном магнитном поле, влияния направления течения ТЖМТ на теплогидравлические характеристики в витом парогенерирующем канале.

На специальных секциях рассмотрены результаты разработки и испытаний датчиков, систем контроля и оборудования для РУ, разработки и верификации теплофизических кодов СОКРАТ/В1, КУПОЛ-М, КОРСАР/ГП, COREMELT3D и др., использование технологий ядерной энергетике в других отраслях.

Сборник составлен на основе материалов, поступивших от авторов, без научно-технического редактирования.

Под общей редакцией

*докт. техн. наук А.П. Сорокина, канд. техн. наук Ю.А. Кузиной,
докт. техн. наук Т.Н. Верещагиной*

Технический редактор Н.А. Денисова

*Издание осуществлено при финансовой поддержке Российского фонда
фундаментальных исследований (Проект № 18-08-20028)*

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарные доклады

<i>Махин В.М., Чуркин А.Н.</i> Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR)	6
<i>Аишурко Ю. М.</i> Перспективные реакторные технологии 4-го поколения и их развитие в рамках Международного Форума «Поколение IV»	22
<i>Логинов Н.И., Верещагина Т.Н.</i> Тепловые трубы в атомной энергетике.....	31
<i>Логинов Н.И., Верещагина Т.Н.</i> Теплофизические аспекты проекта РИФМА.....	51
<i>Верещагина Т.Н.</i> Конференции как инструмент сохранения знаний научной школы теплофизики ФЭИ.....	58
<i>Сергеев В.В.</i> О некоторых проблемах описания и обобщения экспериментальных данных о критических тепловых потоках при кипении в каналах.....	74

Секция 1. Физическая химия и массоперенос в системах с жидкометаллическими теплоносителями

<i>Алчагиров Б.Б., Таова Т.М., Хоконов Х.Б.</i> Температурная зависимость смачиваемости реакторных сталей жидким свинцом, висмутом и эвтектикой Pb-Bi с добавлением лития в интервале от 500 до 1800 К	79
<i>Виноградов М.М., Рязанцев В.А., Канин П.К., Забиров А.Р., Ягов В.В.</i> Влияние коррозии охлаждаемой поверхности на теплообмен при кипении недогретых жидкостей	88
<i>Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С.</i> О возможности применения тепловых труб в инновационных ядерных и неядерных технологиях	95

Секция 2. Исследования процессов гидродинамики и теплообмена в элементах оборудования реакторных установок с жидкометаллическими теплоносителями

<i>Лубина А.С.</i> Особенности гидродинамики и теплообмена в ТВС активной зоны в быстром реакторе с высоким темпом наработки вторичного топлива.....	104
<i>Костычев П.В., Разуванов Н.Г., Свиридов В.Г.</i> Исследование теплообмена при подъемном течении жидкого металла в компланарном магнитном поле.....	113
<i>Грабежная В.А., Михеев А.С.</i> О влиянии направления течения жидкометаллического теплоносителя на теплогидравлические характеристики в витом парогенерирующем канале.....	123
<i>Мумренков Е.А., Фаракин М.Р.</i> Расчетный анализ азимутальной неравномерности температуры оболочки твэла реактора БН	133

Секция 3. Экспериментальные и расчетные исследования в обоснование технологии жидкометаллических теплоносителей быстрых реакторов

<i>Забудько А.Н., Бугреев М.И., Иванов К.Д., Николаев С.А., Чернов В.А., Николаев А.Н., Мастеров А.В.</i> О возможности исследований отработавших кассет и твэлов реакторов АПЛ с ТЖМТ проектов 705 и 705К для обоснования технологий перспективных ЯЭУ	138
<i>Иванов К.Д., Ниязов С.-А.С., Чёпоров Р.Ю.</i> Повышение информативности контроля термодинамической активности кислорода в расплавах тяжелых жидкометаллических теплоносителей	144

Секция 4. Исследования гидродинамики и теплообмена в обоснование повышения эффективности и безопасности водоохлаждаемых реакторов

<i>Махин В.М., Махин И.В.</i> Водоохлаждаемые реакторные установки со спектральным регулированием реактивности	150
<i>Николаева А.В., Чуркин А.Н.</i> Моделирование теплообменных процессов в вертикальных каналах, охлаждаемых водой СКД	160
<i>Ягодкин И.В., Посажеников А.М.</i> Измерение эффективности очистки воздуха систем вентиляции АЭС йодидными фильтрами с использованием фреона.....	174
<i>Ягодкин И.В., Посажеников А.М., Саутин С.А., Исаев А.Ю.</i> Сопоставление поглощающей способности йодидных фильтров-сорбентов по радиоактивному метилйодиду и фреону ...	179

<i>Макаров В.В., Селезнёв А.В., Афанасьев А.В., Матвиенко И.В.</i> Экспериментальные исследования прочности тепловыделяющих сборок реакторов с водой под давлением	186
<i>Перепелица Н.И.</i> Результаты экспериментальных исследований смесительных свойств и гидравлических сопротивлений перемешивающих решёток на установке «ТРАССЕР»	201
<i>Морозов А.В., Калякин Д.С.</i> Экспериментальное исследование теплофизических процессов при работе пассивных систем безопасности ВВЭР	209
<i>Леденева О.М.</i> Особенности моделирования и расчета систем безопасности АЭС	219
<i>Шлепкин А.С., Морозов А.В.</i> Экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на процессы конденсации пара в трубчатке модели парогенератора ВВЭР	227
<i>Шмаль И.И.</i> Проблемы описания динамики концентрации раствора борной кислоты в аварийных режимах	235
<i>Питык А.В., Морозов А.В., Рагулин С.В., Сахингареев А.Р., Шлепкин А.С.</i> Влияние концентрации раствора борной кислоты в дополнительной системе залива активной зоны на процессы массопереноса в РУ ВВЭР в случае аварии	244
Секция 5. Расчетные модели, коды и результаты численного моделирования	
<i>Волков А.В., Моряков А.В., Раскач К.Ф., Соломонова Н.В., Чернухина Ю.В.</i> Расчетный код COREMELT3D для расчета аварийных и переходных процессов в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем	249
<i>Душенков С.Б., Прокопьев А.Ю.</i> Моделирование теплообмена при продольном течении в пучках труб с искусственной шероховатостью	260
<i>Макаров В.В., Носенко А.П., Афанасьев А.В., Егоров Ю.В., Матвиенко И.В., Пучков М.В.</i> Исследование вибрации твэлов перспективных конструкций ТВС РУ ВВЭР	275
<i>Астахов В.В., Гаспаров Д.Л., Николаева А.В., Пантюшин С.И., Литышев А.В., Букин Н. В., Быков М.А.</i> Анализ чувствительности при моделировании ТА на РУ с ВВЭР-1000 с применением РК СОКРАТ/В1	284
<i>Казанцев А.А., Сергеев Вл.В.</i> Расчет гидродинамики струйно-вихревого конденсатора системы локализации аварии	299
<i>Казанцев А.А., Попова Т.В., Супотницкая О.В., Сергеев Вл.В.</i> Верификация модели струйно-вихревого конденсатора системы локализации аварии в коде КУПОЛ-М	304
<i>Сергеев Вл.В., Дьяченко Я.В.</i> Тестирование CFD-модели кипения на экспериментальной модели прямооточного ПГ с закруткой потока	313
<i>Мищенко А.А., Баясхаланов М.В., Корсун А.С., Меринов И.Г., Филиппов М.Ф.</i> Уточнение параметров интегральной модели турбулентности для случая углового обтекания регулярной стержневой структуры	326
<i>Бугаева В.А., Олексюк Д.А., Киреева Д.Р.</i> Моделирование с помощью CFD-кода поля температуры теплоносителя в головках ТВС АЭС-2006 и ВВЭР-1000	331
<i>Поваренский Р.Б., Капица Д.В.</i> Численное моделирование горения натрия при аварийных проливах в помещениях РУ БН-1200	342
<i>Каплунов С.М., Вальес Н.Г., Фурсов В.Ю., Самолысов А.В.</i> Применение численного эксперимента для определения критической скорости обтекания из анализа условия устойчивости многокомпонентной системы труб	349
<i>Баисов А.М., Посысаев Д.А.</i> Расчетно-экспериментальное исследование конденсационных гидроударов в трубопроводах реакторных установок	355
<i>Харламова А.А., Щеколдин В.В.</i> Моделирование малой течи на стенде ПСБ ВВЭР с использованием РК КОРСАР/ГП	363
Секция 6. Датчики, системы контроля и оборудование для РУ	
<i>Богданов С.В., Бережной С.Н., Ваиляев Ю.Н.</i> Экспериментальные исследования эксплуатационного ресурса датчика газоанализатора водорода в режиме моделирования условий функционирования на АЭС	374
<i>Генералов Е.В., Кебадзе Б.В., Лагутин А.А., Стефани А.Г.</i> Испытания макета индукционного расходомера	378

<i>Ковалев Д.М., Корнилов В.П.</i> Влияние механических воздействий на термо-ЭДС термопар градуировки нихросил – нисил	382
<i>Стефани А.Г., Ковалев Д.М., Корнилов В.П.</i> Стабильность метрологических характеристик термопар градуировки нихросил – нисил (N-тип) и хромель – алюмель (K-тип) при температуре более 1000 °С.....	385
<i>Шурупов В.А., Кебадзе Б.В., Лагутин А.А., Фомин А.Н.</i> Применение вихревых магнитоиндукционных расходомеров с осесимметричным телом обтекания в контурах с жидкометаллическим теплоносителем.....	391
<i>Ловчев Р.А., Корнилов В.П., Фомин А.Н.</i> Инерционность термопар с изолированным и неизолированным рабочим спаем	396
<i>Фомин А.Н., Генералов Е.В., Кебадзе Б.В., Шурупов В.А.</i> Моделирование высокопределных электромагнитных расходомеров для ЖМТ.....	399
<i>Фомин А.Н., Кебадзе Б.В., Стефани А.Г., Шурупов В.А.</i> Выбор параметров времяпролетного расходомера жидких металлов	406
<i>Блохин В.А., Борисов В.В., Волов А.Н., Жмурин В.Г., Засорин И.И., Кулебякин А.В., Ломонова Е.Е., Орлов А.В., Орлова Е.А., Соломатин А.Е.</i> Исследование коррозионной стойкости твердых оксидных электролитов в натрии, насыщенном кислороде.....	412
Секция 7. Использование технологий ядерной энергетики в других отраслях	
<i>Тревгода М.М., Косой А.С., Чомчоев А.И.</i> Карнотизированные газотурбинные преобразователи перспективных атомных станций малой мощности, и задача их расчётно-конструкторской оптимизации и экспериментальной теплотехнической отработки	419

Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR)

Махин В. М., Чуркин А. Н.

ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, makhin@grpress.podolsk.ru

Аннотация

В настоящее время в различных странах (Россия, США, Япония, Германия, Канада, Китай и др.) выполнены или выполняются концептуальные проекты водоохлаждаемого реактора со сверхкритическими параметрами (SCWR), которые рассматриваются в данной обзорной работе. Более детально рассмотрены концепции корпусного и канального реакторов HPLWR и Canadian SCWR, разработка которых завершена за последние пять лет. Предлагается упрощение схемы энергоблока и его оборудования путем перехода на одноконтурную схему циркуляции теплоносителя со снижением капитальных затрат и эксплуатационных расходов. При указанном подходе и температуре теплоносителя на выходе из реактора 500–625 °С снижение капитальных затрат на строительство энергоблоков с электрической мощностью 1000–1200 МВт оценивается 20–40 %. Рассматриваются реакторы с тепловым и быстрым, а также со смешанным спектром нейтронов в активной зоне с различными схемами циркуляции теплоносителя.

Ключевые слова: водоохлаждаемый реактор, сверхкритические параметры, корпус.

Введение

Создание водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами (SCWR) – одно из направлений разработки следующего поколения (Generation IV) энергетических реакторов. Данное направление формируется на основе опыта тепловой энергетики и создания реакторных установок с внутрореакторным («ядерным») перегревом пара. Эксплуатировались следующие реакторные установки с «ядерным» перегревом пара: BORAX-V, BONUS и Pathfinder в США; АМБ-100 и АМБ-200 Белоярской АЭС в России [1, 2]. Давление в этих реакторах было ниже критического ($P < P_{\text{крит}} = 22,1$ МПа), а температура перегретого пара была выше критической температуры ($T > T_{\text{крит}} = 374$ °С).

С кипением теплоносителя и с последующим перегревом пара проектировался действующий реактор ВК-50 (пуск в 1965 г., Дмитровград, Россия) [3]. При эксплуатации этих установок с параметрами пара: $P < P_{\text{крит}}$ и $T > T_{\text{крит}}$ была сложна реализация технологического процесса с фазовым переходом и перегревом пара с достижением закритической температуры, что не позволило рекомендовать полученный опыт и установки для широкого практического внедрения [1–3]. Поэтому реактор ВК-50 эксплуатируется только как кипящий корпусной реактор, и планируемый при разработке проекта перегрев пара в активной зоне не был реализован [3]. Повышение давления с докритического до сверхкритического давления исключает фазовый переход. Как следствие, а также с учетом положительного опыта применения сверхкритических параметров в тепловой энергетике целесообразна переоценка перспективности данного направления в ядерной энергетике с новыми параметрами пара: $P > P_{\text{крит}}$ и $T > T_{\text{крит}}$.

В настоящее время, как в рамках национальных проектов, так и в рамках работ Международного Форума «Generation IV» определены как потенциальные преимущества направления SCWR, так и основные положения программы НИОКР, необходимой для создания SCWR (см., например, десять преимуществ концепции ВВЭР-СКД, а также программу НИОКР в [4, 5]). Декларируются следующие особенности SCWR, определяющие их технико-экономическую привлекательность [6]:

- высокая тепловая экономичность и эффективность (коэффициент полезного действия (КПД) до 50 %; снижение электрической мощности, затрачиваемой на собственные нужды; эффективное использование ядерного топлива и др.);
- возможность упрощения схемы энергоблока и его оборудования, то есть снижение капитальных затрат и эксплуатационных расходов;
- проектная «гибкость» (flexibility), под которой понимается применение в проектах SCWR как теплового, так и быстрого спектров нейтронов; а также возможность применения

когенерационных технологий (производство электроэнергии и тепла). Первостепенное значение при этом имеет обеспечение безопасности атомных электростанций.

В тепловой энергетике во второй половине XX века освоен переход на сверхкритические параметры пара (СКП) [7]. Установлена существенная экономия топлива на энергоблоках СКП, которая определяется следующими факторами: начальной температурой и давлением пара, подаваемого в турбину, температурой промежуточного перегрева пара и числом этих перегревов. Кроме экономии топлива снижены тепловые выбросы, что в совокупности и определило целесообразность освоения СКП в тепловой энергетике. В настоящее время в промышленном масштабе достигнуты следующие параметры пара: 25 МПа и 540 °С с промежуточным перегревом пара в турбине. Обоснован переход к энергоблокам с суперсверхкритическими параметрами (ССКП): 30 МПа и 600–650 °С с промежуточным перегревом пара в турбине до 565–593 °С. Проводятся исследования для обоснования перехода на температуру пара, равную 720 °С [7].

На данном этапе развития ядерной энергетики топливная составляющая имеет меньшее влияние на себестоимость электроэнергии, чем в тепловой энергетике. При переходе на новые экономические условия доля топливной составляющей возросла и можно прогнозировать дальнейший ее рост при переходе к замкнутому ядерному топливному циклу. Вместе с тем, на настоящий момент более значителен вклад капитальных затрат на стадии сооружения атомных станций, а также существенно влияние длительности строительства на экономическую эффективность [7–9]. Поэтому снижение капитальных затрат и уменьшение времени строительства – основные актуальные задачи при создании следующего поколения реакторов, в том числе SCWR. При этом должен сохраняться приоритет выполнения нормативных требований по безопасности.

Для устойчивого развития ядерной энергетики необходимо не только создание конкурентоспособной системы с энергоблоками на основе реакторов поколения 3+ и 4, но и надежная и длительная обеспеченность этой системы топливом, что может быть достигнуто внедрением замкнутого ядерного топливного цикла [5]. Разрабатываемые реакторы со сверхкритическими параметрами должны «найти» свое место в этой создаваемой системе.

В данной обзорной работе представлены отечественные и зарубежные концепции разрабатываемых в XXI веке водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами, их основные технические характеристики и конструктивные особенности. Более детально рассмотрены концепции корпусного и канального реакторов HPLWR и Canadian SCWR, разработка которых завершена в последние пять лет [10, 11] и поэтому конструкция не отражена в обзорных публикациях, например, в [12].

1. Технико-экономическая целесообразность создания энергетических реакторов со сверхкритическими параметрами и основные характеристики зарубежных проектов

1.1. Основные целевые показатели и направления разработки зарубежных реакторных установок

Направление SCWR в рамках Международного Форума «Generation IV» рассматривается со следующими целевыми показателями или ориентирами [8]:

- спектр нейтронов в активной зоне тепловой или быстрый;
- температура теплоносителя (пара) на выходе – 510–625 °С;
- топливный цикл как открытый, так и замкнутый;
- диапазон мощности энергоблоков: 300–700 и 1000–1500 МВт электрических.

За рубежом разрабатываются реакторы корпусного (например, HPLWR, Германия) и канального типов (например, Canadian SCWR, Канада). Высокие параметры теплоносителя в Канадском проекте (до 625 °С) позволяют получить КПД до 50 % и снижение удельных капитальных затрат на создание энергоблока до 40 % [8]. Данная оценка КПД является оценкой «сверху», так как использованы завышенные параметры теплоносителя ($T_{\text{пара}} = 625 \text{ °С}$), которые в настоящее время только планируют осваивать в тепловой энергетике. После выполнения концептуальных проектов SCWR (Япония, Германия) с температурой пара ~500 °С, то есть на 125 °С меньше максимального значения 625 °С, уточнены технико-экономические показатели [6]. Стоимость капитальных затрат проектов одноконтурных установок SCWR, создаваемых в Евросоюзе (HPLWR) и Японии, на 20 % меньше современных PWR [6]. Стоимость снятия с эксплуатации оценивается как одинаковая для современных PWR и проектируемых SCWR. При этом очевидны значительные затраты на НИОКР в начальный период освоения более вы-

соких температур. Положительный экономический эффект обусловлен в основном применением одноконтурных установок с повышенным КПД. Корректность данной оценки основывается на реальных экономических показателях двухконтурных PWR и одноконтурных BWR близкой электрической мощности и их сравнении, а также на прогнозах изменения показателей при переходе на СКП. При этом учитывается и опыт освоения перехода на сверхкритические параметры в тепловой энергетике и достижимая при этом экономическая целесообразность [7].

1.2. Некоторые сравнительные оценки экономичности SCWR в сравнении с PWR и BWR

Рассмотрим технико-экономические оценки энергоблока с HPLWR в сравнении с действующими легководными реакторами (LWR). Используются данные для энергоблоков с PWR и BWR мощностью 1400 и 1344 МВт эл., имеющих КПД $\sim 34\%$, а также данные о современном проекте AP 1000 [10]. Удельный объем контейнентов, отнесенный к единице мощности, составляет $46,75 \text{ м}^3/\text{МВт эл.}$ – PWR; $17,06 \text{ м}^3/\text{МВт эл.}$ – BWR и $9,05 \text{ м}^3/\text{МВт эл.}$ – HPLWR. Высота контейнента HPLWR – 25 м, BWR (АЭС Gundremmingen) – 49 м и AP 1000 – 83 м (рис. 1) [10]. Приведенные данные качественно характеризуют существенное снижение капитальных затрат при использовании одноконтурных SCWR, так как существенно меняются объемы энергоблоков.

За счет исключения парогенераторов в SCWR и применения одного контура, вместо двух контуров в PWR, меньше в 2,6 раза удельная металлоемкость оборудования HPLWR. Вместе с тем, несмотря на исключение сепараторов и осушителей пара, имеющих в атомной станции (АС) с BWR, удельная доля металла в HPLWR больше, чем в BWR на 23 % [10].

Сравнительно высокие параметры пара в реакторной установке HPLWR позволяют использовать в АС турбогенераторы с меньшей массой – 1430 т, чем в АС с PWR и BWR (2860 т), что также важно для экономической эффективности энергоблока [10].

В целом эффект снижения капитальных затрат при сооружении HPLWR оценен в 20 % [6]. Температура пара в HPLWR – 500 °С, и поэтому КПД HPLWR равен 43,5 % и менее ожидаемого в [8] КПД для SCWR $\sim 50\%$. Таким образом, в сравнении с водоохлаждаемыми энергоблоками (LWR), применение *одноконтурной* установки SCWR (КПД $\geq 43,5\%$) со сверхкритическими освоенными в тепловой энергетике параметрами пара по давлению и температуре приводит к снижению капитальных затрат более чем на 20 %. Это менее декларируемого значения 40 %, которое показывает перспективу развития при переходе на новые материалы и более высокую температуру пара 625 °С [8].

Время сооружения одноконтурных установок ABWR примерно в 1,4 раза меньше, чем двухконтурных PWR (5 и 7 лет соответственно). Следовательно, за счет дисконтирования возможно получение дополнительной выгоды при использовании одноконтурных SCWR, если они будут по длительности сооружаться как ABWR. Рассмотренные особенности HPLWR обуславливают экономическую привлекательность HPLWR по сравнению с действующими PWR и BWR и должны определять основное направление программы расчетно-экспериментального обоснования проектов новых SCWR.

Канадские разработчики провели сравнение стоимости проектируемого одноконтурного энергоблока Canadian SCWR (канальный реактор, $W_{\text{эл.}} = 1200 \text{ МВт}$) со стоимостью ABWR ($W_{\text{эл.}} = 1356 \text{ МВт}$), корпус которого по наружному диаметру близок к проектируемому реактору, а высота из-за наличия тягового участка, сепаратора и осушителя пара существенно больше (параметры корпуса ABWR: $\varnothing 7,1 \text{ м}$, $H = 21 \text{ м}$). Одноконтурная реакторная установка ABWR выгодно отличается как по стоимости от PWR аналогичной мощности, так и по меньшей длительности изготовления и строительства [6]. Утверждается, что в связи с совершенствованием систем безопасности ABWR после аварии на АЭС Фукусима стоимость ABWR будет увеличена, что и определяет в первом приближении эффект от внедрения Canadian SCWR (оценка по капитальным затратам на сооружение).

Реактор корпусного типа HPLWR, как и другие корпусные реакторы (см. раздел 2), существенно компактнее Canadian SCWR, что отражается в размерах контейнентов этих реакторов [10, 11]. Объем активной зоны Canadian SCWR существенно больше, чем HPLWR (даже с учетом превышения мощности на 20%). Размеры активной зоны HPLWR: диаметр – $\sim 3,5 \text{ м}$, высота – $4,2 \text{ м}$, объем – 40 м^3 ; канального реактора Canadian SCWR: $7,1 \text{ м}$ и $6,5 \text{ м}$ (с учетом отражателя), соответственно и объем – 260 м^3 . Концептуальные разработки двух отечественных канальных реакторов с тепловым спектром нейтронов и с быстрым спектром характеризуются также зна-

чительными размерами: диаметр – 11,8 и 11,4 м, высота – 6 и 3,5 м при тепловой (электрической) мощности – 2730 (1200) и 2800 (1200) МВт, соответственно [12].

Таким образом, в основном экономический эффект от внедрения SCWR определяется применением одноконтурных установок, компактностью собственно реакторов, что характерно для корпусных реакторов в сравнении с каналными реакторными установками, а также исключением крупногабаритных элементов как парогенераторы и сепараторы. Это приводит к существенному уменьшению размеров контейнента (см. рис. 1). Кроме того, в энергоблоках с SCWR могут применяться менее материалоемкие турбогенераторы (например, как в энергоблоке с HPLWR) [10]. Экономический эффект оценивается в снижении удельных капитальных затрат (УКЗ) на 20–40 % при достижении КПД, равного 43–50 %. Верхние оценки КПД и снижения УКЗ характеризуют перспективу развития SCWR, так как температура пара, равная 625 °С, только осваивается в тепловой энергетике [7]. При одинаковой мощности корпусные SCWR компактнее (см. разделы 2 и 3), чем каналные SCWR, что создает возможность более значительного снижения капитальных затрат (в частности, за счет меньших размеров контейнента).

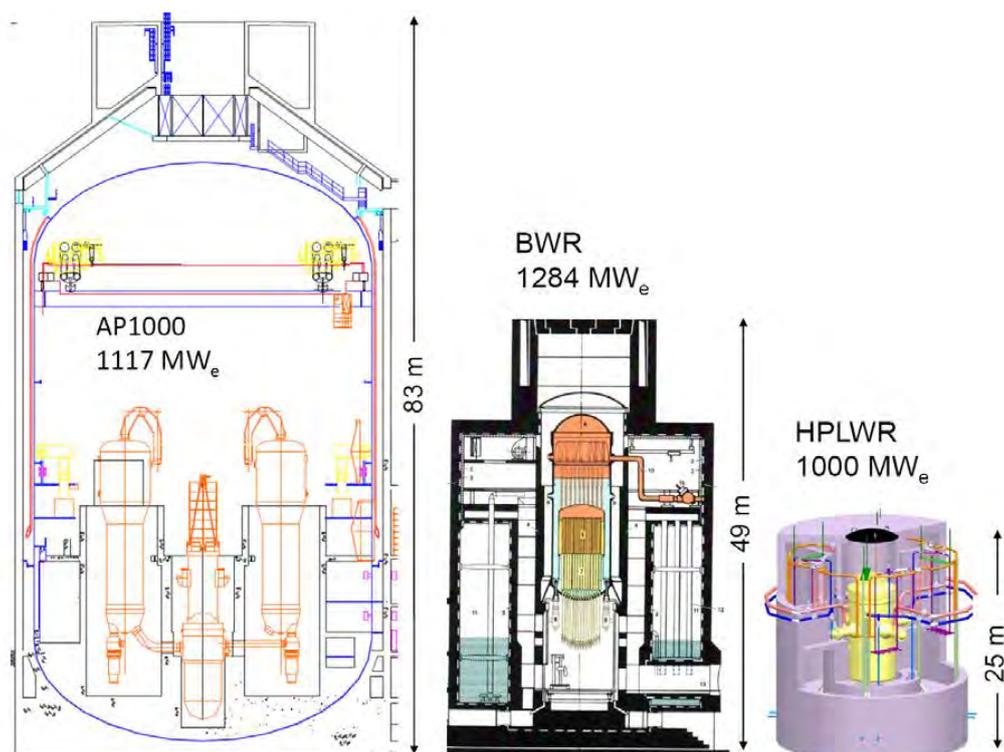


Рис. 1. Размеры защитных оболочек (контейнентов) установок AP1000, BWR и HPLWR [10]

2. Зарубежные разработки SCWR

2.1. Основные характеристики зарубежных проектов

Разработки SCWR начаты с 50-х годов прошлого века. Период до 2005 г. рассмотрен в ряде работ, например, в [12]. В таблице 1 приведены основные характеристики зарубежных установок. Используются данные публикаций в XXI веке [12–16]. Некоторый разброс данных отражает уточнение параметров в процессе разработки.

Согласно данным таблицы 1, за рубежом в основном разрабатываются одноконтурные реакторные установки корпусного типа преимущественно с тепловым спектром нейтронов и с параметрами теплоносителя на выходе из реактора: $P = 25$ МПа, $T = 500–530$ °С, температура на входе в реактор – 280–350 °С. Разработки характеризовались КПД, равным 42–50 %.

Изменение энтальпии теплоносителя в реакторе современного PWR и проектируемого SCWR CANDU отличается в 9,7 раза [12]. Соответственно, в SCWR существенно меньше расход теплоносителя и меньше потребление энергии на собственные нужды (экономия электроэнергии до 5 %), что является дополнительным экономическим фактором привлекательности SCWR.

Концептуальные проекты разрабатываются как с тепловым, так и с быстрым спектром нейтронов (проектная «гибкость», flexibility) [16]. Применяется как квадратная, так и гексаго-

нальная топливная решетка. Для формирования теплового спектра нейтронов в решетке размещены полости с замедлителем (рис. 1). Быстрый спектр нейтронов обеспечивается исключением водяных полостей в решетке и снижением плотности теплоносителя путем увеличения его температуры.

Таблица 1

Характеристики зарубежных проектов водоохлаждаемых реакторов с СКП [10–16]

Характеристика	SCWR-R, Корея	SCLWR, Япония	SCWR INEEL, США	Ultra- CANDU +, Canadian SCWR, Канада	HPLW R, Европа	China CSR- 1000, Китай	SCFR, Япония
Тепловая мощность, МВт	3989 (3846)	2273 (2740)	3570 (3575)	2540	2188 2300*	2284	3832 (3893)
Электрическая мощность, МВт	1739 (1700)	950 (1217)	1600	1220 (1140)	1000	1000	1698 (1728)
КПД, %	43,7 (44)	42 (44,4)	44,8	48 (45)	44 43,5*	43	44,3 (44,4)
Температура питательной воды, °C	350 (280)	280	280	350	280	280	280
Температура острого пара, °C	510 (508)	508	500	625	508 (500)*	500	523 (526)
Давление острого пара, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Спектр нейтронов	Т	Т	Т	Т	Т	Т	Б
Расход питательной воды, кг/с	2518 (1862)	1816 (1342)	1843	1312 (1320)	1113 (1160)	1177	1897 (1694)
Примечание: Т – тепловой спектр нейтронов; Б – быстрый спектр нейтронов; в скобках данные [12]; срок эксплуатации предусматривается от 60 до 75 лет (Canadian SCWR)							

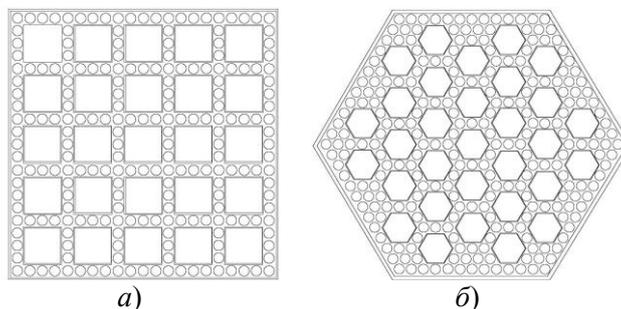


Рис. 2. Квадратная (а) и гексагональная (б) решетки твэлов с полостями, заполненными замедлителем, например, водой или твердым замедлителем

Кроме указанных подходов в формировании спектра нейтронов применяется так называемый в зарубежной литературе смешанный спектр или в отечественной литературе быстрорезонансный спектр [17, 5, 14].

2.2. Конструкция SCWR INEEL (SCWR-US)

В США работы по SCWR в рамках «Generation IV» проводились под научным руководством INEEL с определенной целью — снижение капитальных и эксплуатационных затрат будущих энергоблоков [15, 16]. В разработке концепции участвовали специалисты INEEL, ANL (обоснование стабильности режимов эксплуатации), ORNL (выбор материалов), Westinghouse (проекты котайнмента и систем безопасности), BREI (режимы эксплуатации) и MIT (коррозионные испытания). Концептуальный проект завершен в 2003 г. [15, 16].

Приняты следующие технические решения:

- реализуется прямой цикл с подачей пара из реактора в турбину, что позволяет снизить капитальные затраты при сооружении энергоблока;
- в активной зоне реактора создается тепловой спектр нейтронов, вода является теплоносителем и замедлителем;

- применяется в качестве топлива низкообогащенный диоксид урана ($x = 5\%$) с освоеной технологией изготовления таблеток диоксида урана;
- планируется использование атомной станции в базовом режиме нагрузки [15].

Основные характеристики реактора приведены в таблице 1. В работе [15] представлены результаты выполненных работ. В работе [16] более детально рассматриваются: топливный цикл, нейтронно-физические расчеты, проект активной зоны с двумя вариантами ее исполнения; материалы для оболочек твэлов и реактора в целом, вопросы коррозии и растрескивания оболочек в процессе коррозии под напряжением; а также анализы по безопасности реактора.

Конструкция реактора подобна конструкции PWR с однозаходной схемой циркуляции теплоносителя в активной зоне (рис. 3 а), а также проработан и вариант, подобный BWR (рис. 3 б). Корпус реактора имеет следующие размеры: высота – 12,4 м, внутренний диаметр – 5,35 м, толщина корпуса – 0,46 м, масса – 780 т. Материал корпуса – сталь SA-533 или SA-508 Grade 3, Class 1SA-508 [16]. Два патрубка на корпусе (см. рис. 3 а) используются для подвода теплоносителя, два – для отвода пара на турбину. Предельно допустимый флюенс нейтронов на корпусе равен $5 \cdot 10^{19}$ нейтр/см² (энергия нейтронов $E > 1$ МэВ).

Размеры активной зоны (первый вариант, рис. 3 а): высота – 4,3 м; диаметр – 3,93 м. В активной зоне расположены 145 ТВС, в каждой из которых размещены 300 твэлов с шагом 11,2 мм (см. рис. 2, квадратная решетка). Диаметр твэла – 10,2 мм. Оболочка твэлов предусматривается из никелевого сплава толщиной 0,63 мм. Выгорание топлива при начальном обогащении 5% ограничивается 45 МВт сут/кг UO₂.

Предлагаемые варианты активной зоны различаются размещением водяных полостей в пределах ТВС, т.е. в топливной решетке (первый вариант) или между ТВС (второй вариант, см. рис. 3 б).

В *первом варианте* активной зоны в ТВС размещены 36 «водяных элементов» – водяных полостей квадратного сечения, в которых могут размещаться 16 пэлов системы управления и защиты (в 16 центральных «водяных элементах»), топливная решетка, подобная представленной на рис. 2 а). Поглощающий материал в пэле – В₄С (пэлы аварийной защиты) и Ag-In-Cd (пэлы для регулирования мощностью).

Перепад давления теплоносителя на активной зоне равен 0,15 МПа при расходе 1660 кг/с (90% от номинального расхода, см. таблицу 1).

Средняя удельная энергонапряженность активной зоны равняется 69,4 кВт/л, то есть менее в 1,5 раза, чем в современных ВВЭР и PWR. Средняя линейная нагрузка равна 192 Вт/см (максимальная – 390 Вт/см, что меньше, чем в ВВЭР и PWR). Неравномерность распределения энерговыделения в активной зоне характеризуется коэффициентами: $K_z = 1,4$, $K_r = 1,3$, $K_{local} = 1,1$ и $K_v = 2,0$ (best estimate). Для расчетов по безопасности приняты: 1,4; 1,4; 1,2 и 2,35 соответственно.

Наряду с первым вариантом – с размещением полостей с водяным замедлителем или твердым замедлителем ZrH_x в ТВС рассмотрен и *второй вариант* с использованием условно «канального» варианта (рис. 3 б). Между чехловыми ТВС (в виде каналов с теплоизолирующими чехлами) циркулирует сверху вниз «холодный» теплоноситель с практически неизменной плотностью, основная задача которого на этапе движения в зазоре между ТВС – замедление нейтронов. В нижней части, под активной зоной теплоноситель перемешивается и поступает в ТВС (каналы) для отвода тепла от твэлов, а также частично замедления нейтронов в ТВС. Для снижения неравномерности энерговыделения в ТВС число твэлов сокращено до 19 твэлов (см. рис. 3 б).

Рабочие органы СУЗ расположены в нижней части корпуса аналогично, как в BWR. Расположение СУЗ сверху, по-видимому, не было принято из-за возможных протечек и перемешивания «холодного» и «горячего» потоков теплоносителя с флуктуациями давления. В этом варианте (с органами СУЗ снизу как в BWR) упрощается конструкция внутрикорпусных устройств, исключаются, или снижаются протечки теплоносителя с разной температурой. Возможные протечки указаны на рис. 3 б.

В работе [15] представлены результаты расчетной оценки возможной радиоактивности пара, поступающего в турбину, которая на 12% выше, чем радиоактивность пара BWR. Увеличение обусловлено прямоточным режимом циркуляции в SCWR INEEL. За счет рециркуляции теплоносителя в BWR меньше выход радионуклидов, чем в SCWR с прямоточной системой циркуляции.

Таким образом, имеются варианты различного исполнения активной зоны SCWR INEEL.

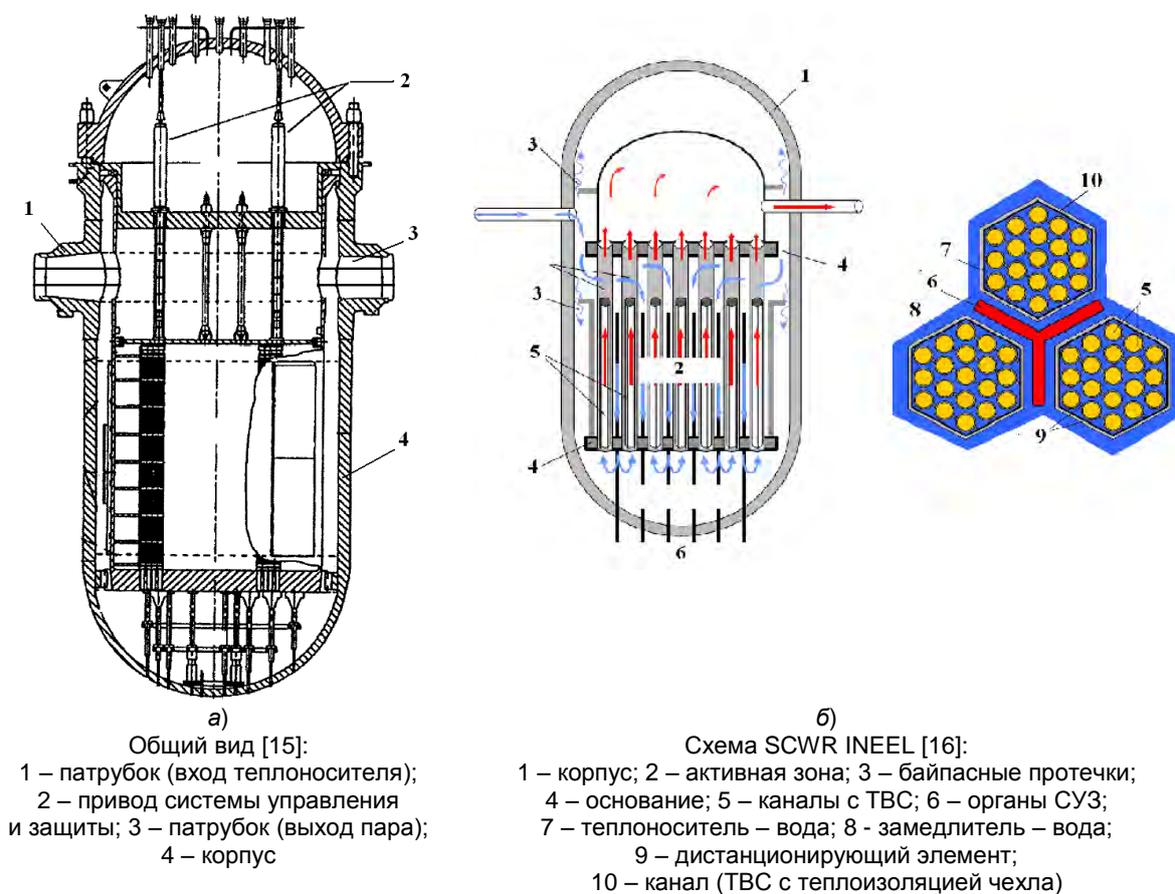


Рис. 3. Реактор SCWR INEEL:
 а – первый вариант реактора; б – второй вариант реактора

Следует отметить методическую базу для обоснования применяемых решений, состоящую из стендовых и реакторных установок, в том числе со сверхкритическим теплоносителем [15]. В 2003 г. завершен концептуальный проект и в дальнейшем реализуются проекты с исследованиями и выбором конструкционных материалов.

2.3. Конструкция HPLWR

Концептуальный проект HPLWR [10] завершен в 2010 г. Основные параметры и характеристики HPLWR приведены в таблице 1. Габаритные размеры корпуса реактора: высота – 14,29 м; диаметр (внутренний) – 4,46 м; толщина корпуса – 0,45 м. Материал корпуса – 20 MnMoNi 5 5. Размеры контейнента: высота (внутренний) – 23,7 м и диаметр (внутренний) – 20 м (см. также рис. 1, на котором указан габаритный размер – 25 м).

Из трех вариантов: однозаходная, двухзаходная и трехзаходная схемы циркуляции в активной зоне HPLWR обоснован выбор трехзаходной схемы циркуляции [10]. Двух- и трехзаходные схемы позволяют организовать в концевых частях ТВС (верхней или нижней активной зоны) область, в которой будет достигаться псевдокритическая температура и поэтому именно в этой области можно ожидать выпадение примесей в осадок. В этих же местах будут и области возможного «ухудшения» или «улучшения» теплообмена [18]. Поскольку в концевых частях активной зоны удельная плотность теплового потока с поверхности твэла меньше, то перегрев оболочек с превышением предельной температуры маловероятен [18]. Кроме того, в данной схеме выше средняя массовая скорость теплоносителя в активной зоне – 1600 кг/м² с, чем в одно- и в двухзаходных схемах циркуляции, что также интенсифицирует теплообмен твэлов с теплоносителем.

Следует также отметить снижение градиента температуры и улучшение условий охлаждения при организации двух- и трехзаходных схем циркуляции теплоносителя в сравнении с однозаходной схемой [10, 18]. К особенностям данной конструкции относится сложность организации теплообмена в режимах проектных аварий с потерей теплоносителя (например, разрыв входного трубопровода), а также необходимость учета влияния протечек теплоносителя как в

посадочных местах установки кластеров с ТВС, так и органов регулирования системы управления и защиты (рис. 4 и 5). Целесообразно проведение расчетно-экспериментального исследования протечек теплоносителя между различными зонами в реакторе, отличающимися температурой (энтальпией) теплоносителя, и их влияния на стабильность режимов эксплуатации. Перемешивание потоков теплоносителя с различной энтальпией может быть причиной неустойчивости режимов эксплуатации различных узлов и систем и сокращения времени их работоспособного состояния.

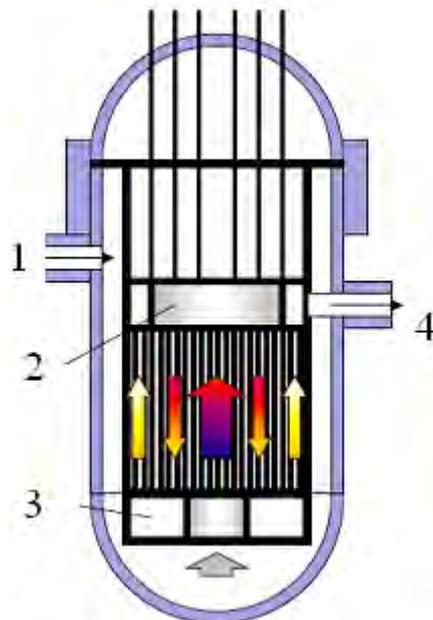


Рис. 4. Трехзональная схема циркуляции теплоносителя в HPLWR:
1 – входной трубопровод; 2 – паровой объем-камера смешения; 3 – нижняя камера смешения;
4 – выходной трубопровод

«Трехзональность» теплоносителя делит активную зону на три части: зона парообразования с подъемным движением теплоносителя (центральная часть на рис. 4); зона перегрева 1 с опускным движением теплоносителя и зона перегрева 2 с подъемным движением теплоносителя (периферийная часть на рис. 4).

Активная зона состоит из 1404 ТВС, которые объединены по 9 ТВС в 156 кластеров (рис. 3, см. также сведения о размерах в разделе 1.2). В ТВС размещены 40 твэлов. Диаметр оболочки твэла равен 8 мм, толщина – 0,5 мм. Шаг решетки твэлов – 9,44 мм. На поверхности оболочки твэлов имеется проволочная навивка ($\varnothing 1,34$ мм) с шагом 200 мм.

Средняя удельная энергонапряженность активной зоны – 57,3 кВт/л, т.е. менее на 21%, чем в SCWR INEEL, и в ~2 раза меньше, чем в современных ВВЭР и PWR. Максимальная линейная нагрузка твэлов – 390 Вт/см (аналогично, как в SCWR INEEL, но из-за меньшего диаметра твэлов HPLWR плотность теплового потока выше примерно в 1,3 раза).

Тепловой спектр нейтронов организуется водяной полостью в центре ТВС, которая имеет квадратное сечение (moderator box, 26,9×26,9 мм, вместо 9 твэлов в ТВС, рис. 5), прослойкой воды между ТВС шириной 9 мм и водой в межтвэльном пространстве. Направление движения воды в водяной полости – опускное, между ТВС – подъемное. Направление движения воды в ТВС зависит от места ее установки и показано на рис. 4.

Органы регулирования, как крестообразной формы, так и в виде труб квадратного сечения расположены в зонах парообразования и перегрева 1 и вводятся в водяную полость ТВС [10]. В качестве поглощающего материала в концепции, как и в SCWR INEEL, рассматриваются AgInCd в органах регулирования и В₄С в органах аварийной защиты [10]. Вместе с тем, применение AgInCd со сравнительно низкой температурой плавления ~800 °С особенно в зоне перегрева 1 HPLWR должно быть обосновано. В режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации и в авариях возможен перегрев пэлов и расплавление AgInCd. В качестве варианта целесообразно применить другой (*n*, γ) поглотитель, с более высокой температурой плавления, например, титанат диспрозия или гафнат [19].

В топливной композиции планируется применение Gd₂O₃ в качестве выгорающего поглотителя (до 3 % в UO₂).

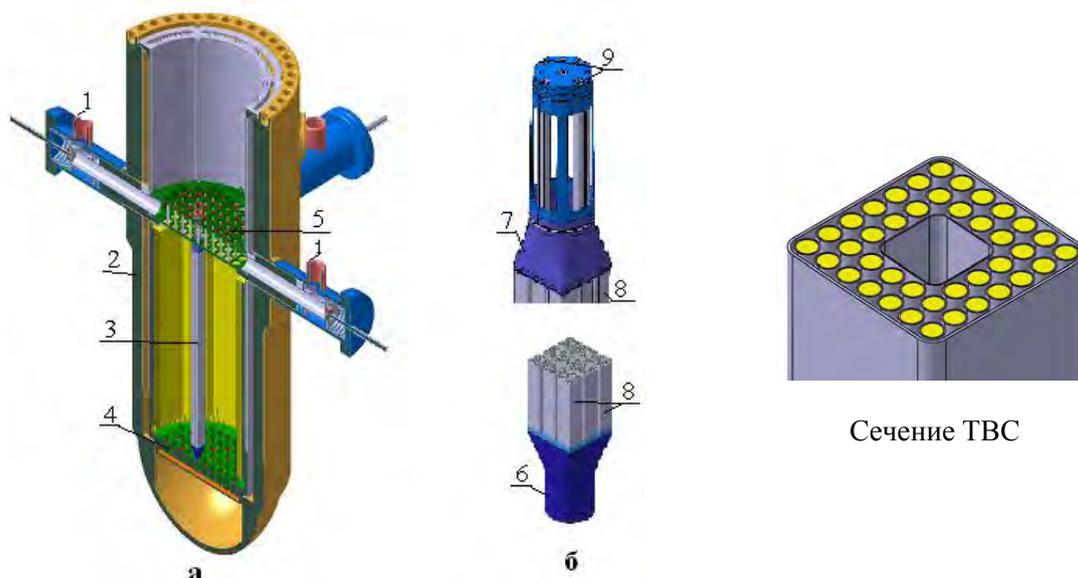


Рис. 5. Общий вид реактора (а) и кластера с ТВС (б):
 1 – горячий трубопровод; 2 – корпус; 3 – кластер с ТВС; 4 – опорная плита;
 5 – паровой объем; 6 – хвостовик кластера; 7 – верхняя часть кластера; 8 – ТВС; 9 – отверстия под палы системы управления и защиты

На рис. 6 приведена тепловая схема энергоблока с указанием основных параметров в характерных точках [10].

Для повышения КПД и обеспечения малой влажности пара в турбине применяется промежуточный перегрев пара с 260 °С до 441 °С.

Для экспериментального обоснования твэлов и ТВС проведены стендовые испытания в Китае и планируются испытания на реакторе LVR-15 на создаваемой петлевой установке (Ржеж, Чехия) [20, 21].

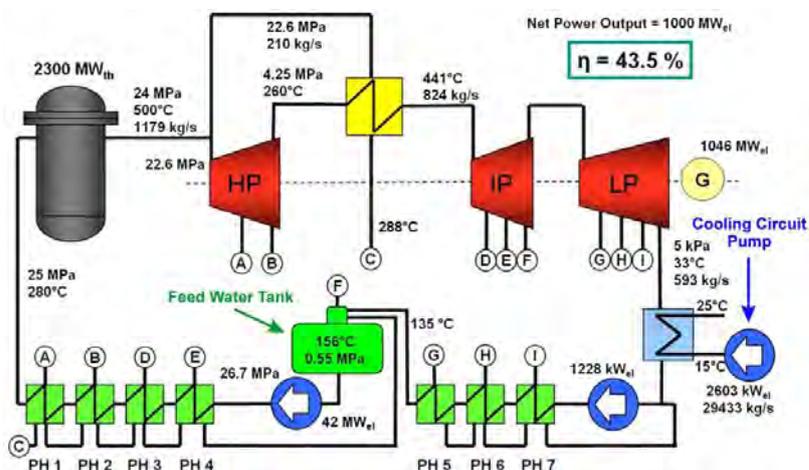


Рис. 6. Тепловая схема энергоблока с HPLWR [10]

2.4. О китайском проекте China CSR-1000

В Китае исследования и разработки SCWR активно выполняются в последние 5–10 лет. Китайский проект SCWR (корпусная реакторная установка China CSR-1000) планируется на основе анализа ранее выполненных работ в других странах [23]. Конструктивные отличия от других корпусных реакторов, например, от SCWR INEEL и HPLWR заключаются в изменении схемы циркуляции – вместо трехзаходной схемы в HPLWR и однозаходной схемы в SCWR INEEL, применяется двухзаходная схема. Активная зона формируется из 177 ТВС, из которых 57 ТВС в центральной части, а 120 ТВС на периферии. В ТВС размещены 224 твэла [6, 23]. Наружный диаметр твэла равен 9,5–10 мм, то есть менее диаметра твэла SCWR INEEL ($\varnothing 10,2$ мм) и более диаметра твэла HPLWR ($\varnothing 8$ мм). Завершение концептуального проекта – в 2017 г.

Двухзаходная схема циркуляции рассматривается наряду с однозаходной схемой и в российском концептуальном проекте [22, 5]. Кроме рассмотренных особенностей применения подобных схем в HPLWR и China CSR-1000, отмечается положительное качество данной схемы для SCWR с быстро-резонансным спектром нейтронов – отрицательность пустотного эффекта реактивности, что существенно для обоснования безопасности в запроектных авариях с потерей теплоносителя [22].

В марте 2017 г. в Китае проведен 8-й симпозиум ISSCWR, анализ результатов которого показывает развитие работ в Китае по направлению SCWR: проработка реактора, создание стендов и проведение теплогидравлических испытаний, материаловедческие исследования.

2.5. Конструкция Canadian SCWR

В 2015 г. завершен концептуальный проект канального реактора Canadian SCWR [11, 12, 24–31]. В таблице 1 приведены основные характеристики проекта. Вследствие уточнения теплового цикла и расхода электроэнергии на собственные нужды в разных источниках указаны различные значения электрической мощности блока в пределах 1140–1255 МВт (при постоянной тепловой мощности 2540 МВт), также несколько меняется расход теплоносителя в пределах 1254–1320 кг/с. Соответственно изменяется и КПД от 45 до 49,4 %. Как отмечается в разделе 1, температура пара принята равной 625 °С, то есть равна максимальному значению в работе [8]. Поэтому более детально рассмотрены перспективные материалы для активной зоны, и выбран никелевый сплав в качестве материала для оболочек твэлов.

Температура теплоносителя на входе в каналы принята 350 °С, то есть на 60–70 °С выше, чем в корпусных реакторах SCWR (см. таблицу 1). Указанное повышение температуры на входе кроме снижения плотности теплоносителя на 24 % и повышения его энтальпии на 32 % «сдвигает» потенциально опасную область вблизи псевдокритической температуры (377–384 °С), в которой возможны отложения на оболочках твэлов и режимы ухудшенного теплообмена, в нижнюю часть ТВС с меньшим энерговыделением [18].

В реакторе 336 топливных каналов (рис. 7 и 8). Активная зона имеет размеры: диаметр 5,5 м, высота – 5 м (указаны размеры без отражателя, размеры с отражателем приведены в разделе 1). Число твэлов в топливном канале, а также конструкция канала изменялись в процессе разработки концепции. Рассмотрены варианты с 43, 54, 78 и 64 твэлами в канале. Окончательный вариант на момент завершения концептуального проекта следующий: 64 твэла размещены в двух рядах по 32 твэла в каждом на периферии; в центральной части топливного канала расположен опускной участок (см. рис. 7 и 8). Диаметр оболочки твэлов равен 10 мм – наружный ряд и 9,5 мм – внутренний ряд и толщина оболочки – 0,6 мм. Размеры канала: наружный диаметр – 181,4 мм, внутренний – 136 мм.

Канал состоит из наружной трубы (сплав циркония), рассчитанной на давление теплоносителя в канале ($P = 25$ МПа), и толщиной 12 мм, керамического покрытия из ZrO_2 , стабилизированной оксидом иттрия, и внутренней трубы толщиной 0,7 мм. Шаг размещения каналов в реакторе – 250 мм. Вода в центральной полости канала наряду с D_2O (расположена между каналами) участвует в формировании спектра нейтронов.

Система с замедлителем D_2O ($P = 0,3$ МПа) является также пассивной системой охлаждения, которая имеет вынесенный теплообменник, размещенный в резервуаре с водой выше реактора.

Система управления и защиты (СУЗ) имеет рабочие органы, которые расположены в замедлителе D_2O перпендикулярно топливным каналам. Таким образом, в воде сверхкритических параметров находятся твэлы и внутренняя труба топливных каналов, а также трубопроводы, насос, подогреватели и турбина (ступень высокого давления, пар).

В качестве материала оболочек твэлов предлагается сплавы никеля 625, 800Н, а также 718. Максимальная температура оболочек твэлов в начале и в конце кампании равна 750 и 808 °С ($x = 5$ м). В качестве предельной температуры оболочек принята температура 850 °С. Вследствие применения высокотемпературных материалов на основе сплавов никеля принято обогащение топлива на 2 % выше, чем в современных реакторах.

На рис. 9 и 10 приведена конструкция реактора и контаймента. Контаймент состоит из внутреннего и наружного слоев.

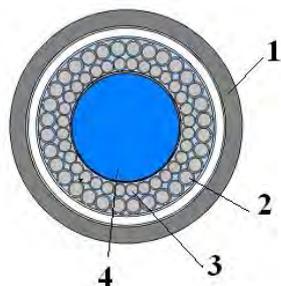


Рис. 7. Сечение канала:
 1 – труба (силовой корпус) из циркониевого сплава:
 Zr – 3,5 %, Sn – 0,8 %, Nb – 0,8 %, Mo
 с теплоизоляцией внутренней поверхности (слой ZrO_2);
 3 – твэлы наружного и внутреннего рядов

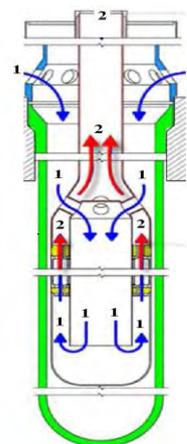
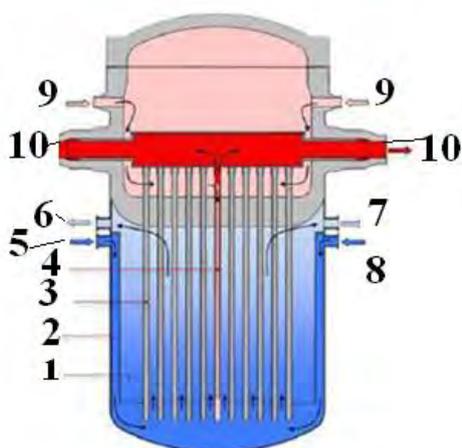
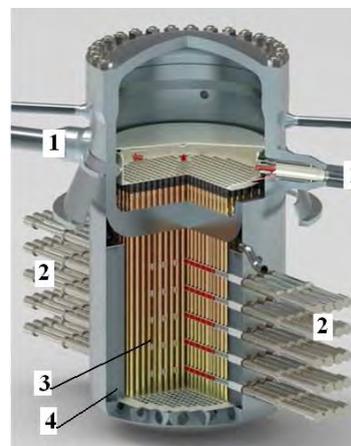


Рис. 8. Схема топливного канала:
 1 – подвод теплоносителя H_2O ;
 2 – отвод теплоносителя (пар) H_2O



а) схема циркуляции D_2O и H_2O :
 1 – замедлитель D_2O , $P = 0,3$ МПа; 2 – корпус (calandria vessel); 3, 4 – топливные каналы (в канале 4 показано направление движения теплоносителя); 5, 8 – патрубки для подвода D_2O ; 6, 7 – патрубки для отвода D_2O ;
 9, 10 – патрубки для подвода и отвода H_2O ;



б) общий вид
 1 – патрубок подвода/отвода H_2O ;
 2 – рабочие органы СУЗ; 3 – топливные каналы в D_2O ; 4 – замедлитель D_2O

Рис. 9. Схема циркуляции (а) и общий вид (б) реактора Canadian SCWR

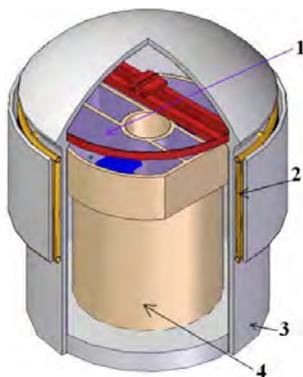


Рис. 10. Общий вид контейнента Canadian SCWR:
 1 – емкость с водой; 2 – система для отвода тепла в запроектных авариях;
 3 – внешний слой контейнента; 4 – внутренний слой контейнента

3. Отечественные разработки энергетических водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами

Как установлено в разделе 1, при одинаковой мощности зарубежные корпусные реакторы SCWR компактнее канальных реакторов SCWR, что подтверждается и сравнением с российскими разработками канальных реакторов. В частности, активная зона российских реакторов АМБ-100 и АМБ-200 (в эксплуатации с 1964 г. и 1968 г. до 1981 г. и 1989 г. соответственно) имела практически одинаковые размеры: диаметр – 7,2 м и высота – 6 м, окружена графитовым отражателем толщиной 0,8 м. Число испарительных каналов равно 730 (АМБ-100) и 732 (АМБ-200), соответственно; число пароперегревательных каналов – одинаковое и равно 268 [32]. Электрическая мощность АМБ равна 100 и 200 МВт. Таким образом, размеры АМБ существенно больше размеров реакторов и активных зон корпусных реакторов ВВЭР, что подтверждает выводы в разделе 1 о компактности корпусных реакторов в сравнении с канальными реакторами.

Кроме реакторов АМБ, которые введены в эксплуатацию в 60-х годах, в 70-е годы проектировались канальные реакторы на следующие параметры пара на выходе из реакторной установки [3, 32]:

- 24 МПа и 540 °С (электрической мощностью 800 и 1200 МВт);
- 13 МПа и 510 °С (электрической мощностью 500 МВт);
- 6,5 МПа и 450 °С (электрической мощностью 2400 МВт).

Выполнены технико-экономические расчеты и оптимизация разработок [33]. В 21 веке выполнены проекты канальных реакторов, как с тепловым спектром нейтронов, так и с быстрым спектром нейтронов [12, 34, 35]. В обзорной работе [12] проведено сравнение характеристик различных канальных реакторов, разработанных в России и Канаде.

Компактность корпусных реакторов является одной из основных характеристик, которая позволяет получить меньшие размеры контайнмента, а следовательно, и снижение ожидаемых капитальных затрат, что и реализовано, например, в HPLWR (см. рис. 1) [8, 10].

В таблице 2 приведены основные характеристики отечественных разработок корпусных водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами [5, 6, 8, 12–14, 22, 36–42].

Следует отметить незавершенность этих разработок. В частности, не оформлены концептуальные проекты, как это сделано, например, по разработкам HPLWR [10]. Поэтому затруднительно сделать оценки экономической эффективности предложенных проектов.

В российских разработках SCWR, за исключением проекта В-670 СКДИ, высока средняя удельная энергонапряженность активных зон: 105 и 115 кВт/л в ВВЭР-СКД-1700 (однозаходная и двухзаходная схемы циркуляции теплоносителя, соответственно); 160 кВт/л в ПСКД-600; 72 кВт/л в В-670 СКДИ. В SCWR INEEL этот параметр равен 69,4 кВт/л для первого варианта активной зоны (с полостями в ТВС) и 90,5 кВт/л для второго варианта (см. рис. 3 б). В HPLWR – 57,3 кВт/л. Указанное различие в удельной энергонапряженности связано с формированием теплового спектра нейтронов (наличием полостей с замедлителем) в HPLWR и SCWR INEEL. При этом, максимальный и средний линейные тепловые потоки на поверхности твэлов SCWR INEEL равны 390 Вт/см и 193 Вт/см (181 Вт/см для ТВС с твердыми замедлителями нейтронов в ТВС – ZrH_x), а в ВВЭР-СКД-1700: 350 Вт/см – максимальный тепловой поток; 155 и 170 Вт/см – средний тепловой поток для однозаходной и двухзаходной схем циркуляции. С учетом большего размера твэла ВВЭР-СКД-1700 (диаметр – 10,7 мм), чем твэла SCWR INEEL (диаметр – 10,2 мм) можно констатировать меньшее значение плотности теплового потока с поверхности твэла ВВЭР-СКД-1700.

По основным характеристикам ВВЭР-СКД-1700 наиболее близок к европейскому и американскому проектам. Параметры теплоносителя на входе и выходе соответствуют параметрам, освоенным в тепловой энергетике.

В реакторной установке ПСКД-600 принята температура теплоносителя на входе в реактор 388°С (см. таблицу 2), то есть превышающая критическую температуру (374 °С, $P_{крит} = 22,1$ МПа) и псевдокритическую температуру при 25 МПа (385°С) [12]. Таким образом, теплоноситель в реакторе находится в псевдопаровом состоянии. Возможно, что правильнее относить данную установку к газоохлаждаемым установкам.

В реакторной установке В-670 СКДИ температура теплоносителя на выходе из активной зоны лишь немного превышает псевдокритическую температуру, поэтому он наиболее близок по характеристикам к реакторам с водой под давлением. Основным преимуществом данного реактора является высокие показатели по безопасности за счет интегральной компоновки.

Таблица 2

Характеристики отечественных проектов корпусных водоохлаждаемых реакторов с СКДИ

Характеристика	ВВЭР-СКД-1700 (одноконтурная)	В-670 СКДИ (двухконтурная, интегральная, естественная циркуляция в первом контуре)	ПСКД-600 (двухконтурная)
Тепловая мощность, МВт	3830	1635	1430
Электрическая мощность, МВт	1700	670	600
КПД, %	42 – 44	41	42
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	290	375 – 365***	388
Температура на выходе из активной зоны, °С	540	395 – 382***	500
Давление, МПа	24,5	23,6 – 1 контур 14,7 – 2 контур	24,8
Спектр нейтронов	Быстро- резонансный (смешанный)	Используется спектраль- ное регулирование	Быстрый
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	1890	2252 – 2720***	1880
Высота корпуса реактора без крышки, м	12,2	23,5	7,5
Диаметр цилиндрической части корпуса реактора, м	4,96	4,96	4,53
Размеры активной зоны, м – высота – наибольший диаметр	4,05*; 3,76**; 3,38	4,2 2,61	1,7 3,0; 3,2****
Количество ТВС / число твэлов в ТВС	241/252	163/252	349/199 (72/169****)
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, кВт/л	107*/115**	72	160
Примечания: * – однозаходная схема циркуляции; ** – двухзаходная схема циркуляции; *** – указан диапазон изменения параметра в течение кампании (начало-конец); **** – указаны кассеты экрана или размеры с бланкетом (экраном); реактор В-670-СКДИ со спектральным регулированием запаса реактивности			

Заключение

Вода как теплоноситель нашла широкое применение, как в тепловой, так и в атомной энергетике.

Начиная с 50-х годов прошлого столетия, в тепловой энергетике осваивается водяной теплоноситель при сверхкритических параметрах ($P > P_{\text{крит}}$ и $T > T_{\text{крит}}$). Основная цель повышения параметров – экономия топлива и снижение тепловых выбросов (потерь) в окружающую среду. В настоящее время освоены параметры $P = 25$ МПа, $T = 540$ °С; осваиваются параметры 30 МПа и 600–650 °С и планируется в дальнейшем переход на 720 °С.

В ядерной энергетике меньше вклад топливной составляющей в себестоимости электроэнергии. Поэтому в зарубежных исследованиях поставлена другая основная задача: снижения капитальных затрат при сооружении атомных станций и сокращение длительности их строительства. При этом также уделяется внимание воспроизводству ядерного топлива. С этой целью в активной зоне реализуется быстрый или смешанный спектр нейтронов. Разработан ряд концептуальных проектов различной степени готовности (см. таблицу 1). В XXI веке эти исследования активизировались в рамках программы «Generation IV», одним из направлений которой является создание энергоблоков с водоохлаждаемыми реакторами со сверхкритическими параметрами теплоносителя (SCWR) с целью снижения капитальных затрат при сооружении атомных станций.

На основе обзора зарубежных разработок: SCWR INEEL или SCWR-US, HPLWR, SCLWR, China CSR-1000, Ultra-CANDU +, Canadian SCWR, а также отечественных разработок можно сформулировать следующие выводы:

- корпусные реакторы SCWR компактнее канальных реакторов, что существенно для уменьшения размеров контейнента;

- компактность и применение одноконтурных установок SCWR обеспечивают возможность существенного сокращения капитальных затрат на сооружение энергоблоков, а также сокращение длительности строительства (в сравнении с PWR). Зарубежные оценки подтверждают, что при переходе на сверхкритические параметры возможно снижение удельных капитальных затрат для одноконтурных установок. При переходе на энергоблоки (электрическая мощность 1000 МВт) с одноконтурными корпусными установками SCWR и температурой пара 500 °С при давлении 25 МПа ожидается снижение капитальных затрат в сравнении с PWR и BWR на 20 %. При дальнейшем повышении температуры пара до 625 °С снижение капитальных затрат составит ~40 %. При этом снижается воздействие на окружающую среду в виде «тепловых сбросов». Также снижается удельное потребление электроэнергии на собственные нужды;

- проработаны конструкции с однозаходной, двух- и трехзаходной циркуляцией теплоносителя в активной зоне, а также с тепловым и быстрым спектром нейтронов.

Поскольку ожидаемый экономический эффект от внедрения SCWR связан в основном с переходом на одноконтурные установки, программа НИОКР и реакторная установка-прототип должны быть ориентированы на первоочередное экспериментальное обоснование данного технического решения (обоснованность применения одноконтурных установок SCWR) [13, 14].

Сравнительный анализ зарубежных и отечественных разработок показывает незавершенность этапа российских концептуальных проектов в сравнении с аналогичными разработками за рубежом, а также отсутствие решения по приоритетному варианту, принятому для дальнейших разработок.

Список литературы

1. Кочетков Л.А. К истории первой очереди Белоярской АЭС // История атомной энергетики. – М.: ИздАТ, 2001. – Вып. 1. – С. 117–133.
2. Saltanov E. Steam-Reheat Option for Supercritical-Water-Cooled Reactors / A Thesis Submitted in Partial Fulfillment of the Requirements for the Degree of Master of Applied Science in The Faculty of Energy Systems and Nuclear Science / Nuclear Engineering / University of Ontario Institute of Technology, December 2010. – P. 196.
3. Махин В.М. О применении исследований на реакторе ВК-50 для проектирования ВВЭР СКД // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – Выпуск 35 «Реакторные установки». – Подольск, 2015. – С. 72–83.
4. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранев Ю.Д. и др. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика. – 2014. – № 8. – С. 13–19.
5. Alekseev P. et al Conceptual Proposals on Reactor VVER-SCW Developed on the Basis of Technologies of VVER and Steam-Turbine Installations at Supercritical Parameters / The 7th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors ISSCWR-7, March 15–18, 2015, Helsinki, Finland. – Report ISSCWR7 № 2055.
6. Supercritical Water-cooled Reactor, report of SCWR System Steering Committee, 12th INPRO Dialogue Forum, Vienna, 2016 April 13–15. – P. 66.
7. Основы современной энергетики / Под общей редакцией чл.-корр. РАН Е.В. Аметистова. — Часть 1. Современная теплоэнергетика / Трухний А.Д., Макаров А.А., Клименко В.В. — М.: Издательство МЭИ, 2002. — 368 с. — ISBN 5-7046-0890-6.
8. GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems, 21 August 2009. – P. 32.
9. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики: Основы технологии и экономики производства ядерного топлива. Экономика АЭС: Учеб. пособие для вузов. — 3-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1987. — 480 с.
10. Schulenberg T., Starflinger J. High Performance Light Water Reactor // Design and Analyses. KIT, Scientific Publishing, 2012. – P. 242.

11. Yetisir M., Diamond W., Leung L.K.H., Martin D., Duffey R., Conceptual Mechanical Design for A Pressure-Tube Type Supercritical Water-Cooled Reactor // Proc. 5th International Symposium on Supercritical Water-cooled Reactors, Vancouver, Canada, March 13–17, 2011.
12. Pioro I.L., Duffey R.B. Heat transfer and hydraulic resistance at supercritical pressures in power-engineering applications. – ASME PRESS, New York, 2007. – P. 334.
13. Махин В.М., Мохов В.А., Беркович В.Я. и др. Концептуальные предложения по стенду – прототипу реактора ВВЭР-СКД // Тяжелое машиностроение. – 2015. – № 7–8. – С. 45–51. а также // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. Выпуск 35. – Реакторные установки. – Подольск, 2015. – С. 54–63.
14. Baranaev Y.D., Glebov A.P., Kirillov P.L. Neutronic Characteristics of 30 MWt SCW Experimental Reactor // Report ISSCWR-6, China, Shenzhen, March, 2013. Paper 13108.
15. Buongiorno J., MacDonald P.E. Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report for the FY-03 Generation IV R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S., INEEL/EXT-03-01210, September 30, 2003. – P. 38.
16. MacDonald P.E., Buongiorno J., Davis C., Witt R. Feasibility Study of Supercritical Light Water Cooled Reactors for Electric Power Production / Progress Report for Work Through September 2003 2nd Annual Report and 8th Quarterly Report INEEL/EXT-03-01277. – P. 138.
17. Cheng Xu et al A mixed core for supercritical water-cooled reactors // Nuclear engineering and technology. – 2007. – V. 40. – N 2. Special issue on the 3rd international symposium on SCWR. – P. 117–126.
18. Махин В.М., Беркович В.Я., Никитенко М.П. и др. Интенсификация теплообмена в тепло-выделяющих сборках ВВЭР-СКД // Тяжелое машиностроение. – 2014. – № 11–12. – С. 2–7.
19. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Пономаренко В.Б. и др. Диспрозий в ядерной технике. – Димитровград, 2011. – 224 с.
20. Zhao H., Li M., Lu H., Gu D., Wang F., Zhang J., Zhang Y., Yang J. Heat Transfer Research on Supercritical Water Flow in 2×2 Rod bundles // The 6th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-6), Shenzhen, China, March 3–7, 2013. – Report 13107.
21. Růžičková M., Hájek P., Šmida S., Všolák R., Petr J., Kysela J. Supercritical water loop design for corrosion and water chemistry tests under irradiation // Nuclear Engineering and Technology, 2007. – V. 40. – N 2. Special issue on the 3rd International Symposium on SCWR.
22. Ryzhov S.B., Kirillov P.L., Mohov V.A., Nikitenko M.P., Chetvekikov A.E., Makhin V.M., Glebov A.P., Churkin A.N. Concept of a Single circuit RP with Vessel Type SCWR / Report on 8th Intern. Symp. (ISSCWR-5) / Canada, Vancouver, March 13–16, 2011. – Paper P076.
23. Zhang W. Preliminary Core Conceptual Design of 1000 MWe SCWR / The 6th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-6), Shenzhen, China, March 3–7, 2013. – Report 13066.
24. Duffey R.B., Pioro I. Supercritical water-cooled nuclear reactors: review and status // Nuclear Energy Materials and Reactors / Encyclopedia of Life Support Systems (UNESCO-EOLSS). – Vol. II.
25. Ojefua Osazuwa Gabriel, Amidu Muritala Alade, Yehwudah E. Chad Umoren Science and Technology of Supercritical Water Cooled Reactors: Review and Status // Journal of Energy Technologies and Policy. – 2013. – V. 3. – N 7. – www.iiste.org.
26. Yetisir M. Generation IV Super Critical Water-cooled Reactor // Deep River Science Academy Summer Lecture AECL EAEL, 2012.
27. Peiman W., Saltanov Eu., Pioro I., Gabriel K. Pressure drop analysis in Pressure-Tube Supercritical Water-cooled Reactor // Transactions Advanced Reactors, ENC2012-A0258 (European Nuclear Conference of European Nuclear Society). – 2012. – P. 39–46 (материалы конференции в Манчестере, 9–2 декабря 2012).
28. Duffey R.B., Pioro I.L. Advanced High Temperature Concepts for Pressure-Tube Reactors, Including Co-Generation and Sustainability // Proc. 3rd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, Johannesburg, South Africa, 2006 October 1–4. – Paper № F00000167. http://htr2006.co.za/downloads/final_download_papers/D00000167.pdf.
29. Chow C.K., Khartabil H.F. Conceptual fuel channel designs for CANDU-SCWR // Nuclear Engineering and technology. – 2007. – V 40. – N 2. – P. 139.

30. Khartabil H.F., Duffey R.B., Spinks N., Diamond W. The Pressure-Tube Concept of Generation IV Supercritical Water-Cooled Reactor (SCWR): Overview and Status / International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2005 (ICAPP05) Seoul, Korea, 2005.
31. Leung L. Overview of SCWR Concepts / In IAEA-SJTU Course on Science and Technology of SCWRs, Shanghai, China, 2013.
32. Михан В.И., Митяев Ю.И., Зверева Г.А. Канальные водографитовые реакторы с перегревом пара // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – 1978. – Вып. 1. – № 21. – С. 68–73.
33. Батуров Б.Б., Корякин Ю.И., Смирнов В.Г. Оптимизационные технико-модели реакторных установок типа РБМ-К и РБМ-КП // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – 1978. – Вып. 1. – № 21. – С. 79–91.
34. Vikulov V.k., Gmyrko V.Ye., Grozdov I.I. et al VGERS – Supercritical Water-Cooled Graphite-Moderated Power Reactor // Advanced Nuclear fuel cycle for the 21st century, Nizhny Novgorod, Russia, September 24–27, 2007. – P. 104.
35. Kuznetsov Yu. Pressure Tubes Supercritical Water reactors: Some Advantages and Problems // Advanced Nuclear fuel cycle for the 21st century, Nizhny Novgorod, Russia, September 24–27, 2007. – P. 71.
36. Dragunov Yu. Water-Cooled Reactors with Supercritical Parameters (SC WWER). Prospective Reactors of the 4-th Generation // Advanced Nuclear fuel cycle for the 21st century, Nizhny Novgorod, Russia, September 24–27, 2007. – P. 69–70.
37. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 5. – С. 349–355.
38. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Долгов Е.В. и др. Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухходовой схемах движения теплоносителя: Препринт ФЭИ-3110. – Обнинск, 2007.
39. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин А.В. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР»: Препринт ФЭИ-3188. – Обнинск, 2010.
40. Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Алексеев П.Н. и др. Концептуальные предложения по реактору ВВЭР-СКД, создаваемому на основе технологий ВВЭР и паротурбинных установок на СКД параметрах / Сборник тезисов докладов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 19–22 мая 2015, Россия, Подольск. – С. 60.
41. Седов А.А. Перспективы СКД-реакторов: результаты и планы работ по направлению. SCWR в рамках международного форума ПОКОЛЕНИЕ-4 / Сборник тезисов докладов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 19–22 мая 2015, Россия, Подольск. – С. 59.
42. Семченков Ю.М., Силин В.А., Алексеев П.Н. и др. Интегральные реакторные установки с естественной циркуляцией воды при сверхкритическом давлении – РУ СКДИ / Сборник тезисов докладов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 19–22 мая 2015, Россия, Подольск. – С. 62.

Перспективные реакторные технологии 4-го поколения и их развитие в рамках Международного Форума «Поколение IV»

Ашурко Ю. М.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, ashurko@ippe.ru

Аннотация

В докладе представлен обзор перспективных реакторных технологий, которые рассматриваются в качестве реакторных технологий 4-го поколения.

Дана информация по работам, проводимым по этим технологиям в рамках Международного форума «Поколение-IV» (МФП): представлены дорожные карты их реализации и текущее состояние работ. Дано описание структуры МФП, ее глобальных целей, подходов и направлений их реализации.

Освещена деятельность рабочей группы МФП по разработке проектных критериев безопасности для РБН 4-го поколения. В настоящее время проведена сравнительная оценка требований российских нормативных документов по безопасности, использованных при разработке проекта БН-1200, и проектных критериев безопасности для РБН 4-го поколения, разработанных данной рабочей группой МФП, которая выявила их соответствие друг другу.

Отмечается также деятельность МФП по анализу и сбору информации об имеющейся в странах-членах МФП экспериментальной базы для проведения НИОКР в обоснование перспективных реакторных технологий 4-го поколения.

Ключевые слова: перспективные реакторные технологии, быстрый натриевый реактор, быстрый свинцовый реактор, быстрый газовый реактор, сверхкритический водяной реактор, жидкосолевой реактор, сверхвысокотемпературный газовый реактор, проектные критерии безопасности.

Введение

Международный форум «Поколение-IV» (МФП) был создан в начале века с целью организации и координации международного сотрудничества по НИОКР, проводимым в обоснование ядерных энергетических систем (ЯЭС) 4-го поколения, и обмена полученными результатами.

Шесть реакторных технологий были выбраны в качестве перспективных для разработки в рамках МФП:

- быстрый натриевый реактор (РБН);
- быстрый свинцовый реактор (БСР);
- быстрый газовый реактор (БГР);
- сверхкритический водяной реактор (СКВР);
- жидкосолевой реактор (ЖСР);
- сверхвысокотемпературный газовый реактор (СВТГР).

Основной документ – Хартия МФП – был подписан в июле 2001 года 9 странами (Аргентина, Бразилия, Великобритания, Канада, США, Франция, ЮАР, Ю. Корея, Япония). Впоследствии к ним присоединились Швейцария в 2002 году, Евратом в 2003 году, Российская Федерация и КНР в 2006 году и Австралия в 2016 году.

Рамочное соглашение МФП, которое регламентирует его деятельность, было подписано 25 февраля 2005 года сроком на 10 лет. В феврале 2015 года в связи с истечением срока действия Рамочного соглашения МФП оно было продлено до февраля 2025 года. Австралия подписала Рамочное соглашение МФП в сентябре 2017 года. Из 14 стран-членов МФП только 3 страны не подписали Рамочное соглашение МФП, оставаясь лишь формальными членами этой организации: Аргентина, Бразилия и Великобритания.

Госкорпорация по атомной энергии «Росатом» назначена Правительством РФ Полномочным представителем Российской Федерации в МФП. В настоящее время Госкорпорация «Росатом» участвует в работах по четырем реакторным технологиям из шести разрабатываемых в рамках МФП:

– в 2010 году подписано и затем в 2016 году продлено участие в Системной договоренности МФП по РБН;

- в 2011 году подписано и затем в 2016 году продлено участие в Системной договоренности МФП по СКВР;
- в 2011 году подписан Меморандум о взаимопонимании МФП по СБР;
- в 2013 году подписан Меморандум о взаимопонимании МФП по ЖСР.

1 Цели и задачи МФП

Основополагающие цели МФП разбиты на 4 категории:

- устойчивость развития;
- безопасность и надежность;
- нераспространение и физическая защита;
- экономика.

В категории «устойчивость развития» сформулированы две основных цели:

- обеспечивать устойчивую выработку электроэнергии, отвечающую экологическим требованиям по чистоте воздуха и способствующую долгосрочной работоспособности систем и эффективному использованию топлива для производства электроэнергии на мировом уровне;
- минимизировать свои радиоактивные отходы и заметно уменьшить объем работ, связанных с долгосрочным обращением с отходами, тем самым, улучшая защиту здоровья населения и окружающей среды.

В категории «безопасность и надежность» определены три глобальных цели:

- превосходить существующие ЯЭС по безопасности и надежности;
- иметь очень малую вероятность и степень повреждения активной зоны реактора;
- исключать необходимость реализации каких-либо аварийных мероприятий за пределами площадки.

К категории «нераспространение и физическая защита» относится одна цель:

- повысить гарантию их крайней непривлекательности и наименьшей предпочтительности с точки зрения диверсий или хищения материалов, которые могут быть использованы для производства ядерного оружия, и обеспечивать более высокий уровень физической защиты против террористических актов.

В рамках категории «экономика» сформулированы две обобщенных цели:

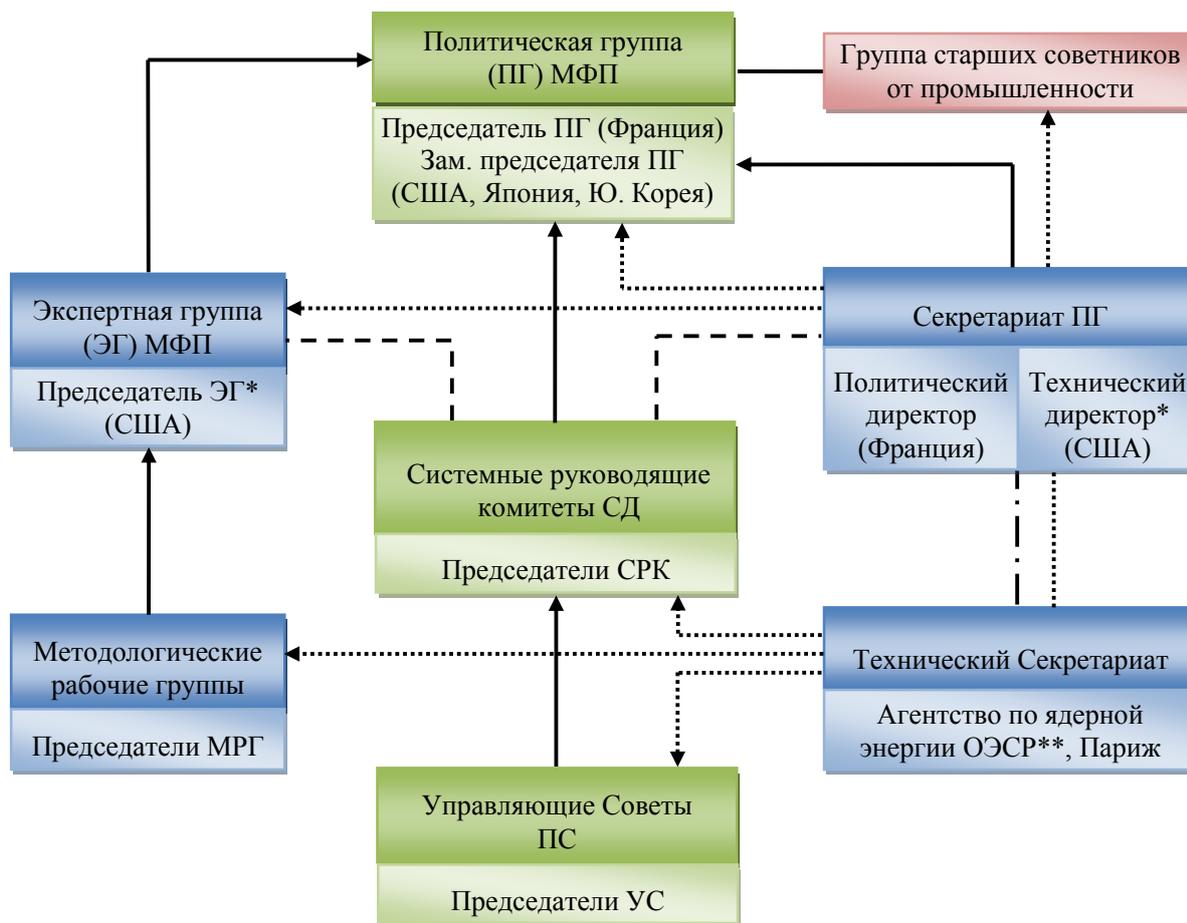
- иметь очевидное преимущество перед другими энергетическими источниками по стоимости затрат на реализацию их полного цикла жизни.
- иметь уровень финансового риска, сравнимый с другими проектами в энергетике.

В качестве дополнительных экономических целей выделено снижение затрат на разработку проекта и на проведение НИОКР по его обоснованию.

2 Структура МФП

Действующая иерархическая структура МФП по состоянию на конец 2017 года представлена на рис. 1. В состав руководящих структур МФП входят:

- Политическая группа (ПГ), в состав которой входят по два представителя от каждой страны, подписавшей Рамочное соглашение МФП;
- Секретариат Политической группы, в состав которого входят Политический директор и Технический директор (по совместительству занимающий пост председателя Экспертной группы);
- Экспертная группа (ЭГ), оказывающая техническую поддержку Политической группе (в ее состав входят по два представителя от каждой страны, подписавшей Рамочное соглашение МФП);
- Группа старших советников от промышленности (ГССП), оказывающая консультационные услуги и вырабатывающая рекомендации по запросу ПГ и ЭГ (количество представителей в ней от каждой страны, подписавшей Рамочное соглашение МФП, может достигать трех человек);
- Системные руководящие комитеты (СРК), направляющие и координирующие деятельность в рамках организованных по каждому реакторному направлению Системных договоренностей (СД), либо временные СРК (ВСРК), координирующие и управляющие деятельностью в рамках Меморандумов о взаимопонимании (МОВ). В состав СРК (ВСРК) входят по два представителя от каждого члена МФП, подписавшего соответствующую Системную договоренность (Меморандум о взаимопонимании).



* Технический директор является председателем Экспертной группы

** Организация экономического сотрудничества и развития

— Отчетность
 Взаимодействие Секретариата
 - - - Тесная связь
 - · - Координация

Рис. 1. Действующая структура МФП по состоянию на конец 2017 года

В рамках МФП действуют 3 Методологические рабочие группы (МРГ), которые оказывают научно-техническую и методическую поддержку деятельности МФП.

В настоящее время постоянно действуют три МРГ:

- МРГ по риску и безопасности;
- МРГ по нераспространению и физической защите;
- МРГ по экономическому моделированию.

Последние несколько лет обсуждался вопрос об организации четвертой постоянно действующей МРГ по устойчивости развития ядерной энергетики. Однако пока соответствующее решение не принято.

В рамках МФП действует несколько временных рабочих групп:

- Рабочая группа по разработке проектных критериев безопасности для РБН 4-го поколения;
- Рабочая группа по образованию и тренингу;
- Рабочая группа по анализу экспериментальной базы для проведения НИОКР.

В настоящее время ведется работа по созданию междисциплинарной Рабочей группы по разработке перспективных материалов.

Всю организационную работу, в том числе, учет и хранение документов, выпускаемых и подписываемых в рамках МФП, осуществляет Технический секретариат МФП, располагающийся в штаб-квартире Агентства по ядерной энергии ОЭСР в Париже.

В последние годы МФП уделяет большое внимание проблемам, связанным с развертыванием перспективных ЯЭС 4-го поколения. В этой связи выделены три ключевых направления деятельности, каждое из которых курируется одним из трех заместителей председателя ПГ:

- вопросы взаимодействия с рынком, в том числе учет требований со стороны промышленности;
- вопросы взаимодействия с надзорными органами по обоснованию безопасности перспективных ЯЭС;
- вопросы взаимодействия с другими международными организациями и координации усилий по продвижению перспективных ЯЭС.

НИОКР ведутся в рамках МФП на уровне Проектных соглашений (ПС), создаваемых в рамках Системных договоренностей, руководство которыми осуществляют соответствующие Управляющие советы (УС). В состав УС входят по два представителя от каждого члена МФП, подписавшего данное ПС. Для координации НИОКР разрабатываются соответствующие Системные планы исследований в рамках СД и ПС. При этом НИОКР выполняются странами-участницами за счет собственных средств.

По состоянию на 2017 год действуют четыре Системные договоренности, подписанные по направлениям РБН, СВТГР, БГР и СКВР, и два Меморандума о взаимопонимании по направлениям БСР и ЖСР. Совместное проведение НИОКР ведется только в рамках СД, а в рамках МОВ деятельность ограничивается обменом научно-технической информацией по НИОКР, выполняемым на национальном уровне.

В таблице 1 представлена информация об участии стран-членов МФП в СД и МОВ по состоянию на конец 2017 года.

Таблица 1. Участники СД и МОВ по состоянию на конец 2017 года и даты подписания

Член	Системные договоренности			Меморандумы о взаимопонимании		
	БГР	СКВР	РБН	СВТГР	БСР	ЖСР
Австралия	–	–	–	12.2017	–	12.2017
Аргентина	–	–	–	–	–	–
Бразилия	–	–	–	–	–	–
Великобритания	–	–	–	–	–	–
Евратом	30.11.2006 (15.03.2017)	30.11.2006 (15.03.2017)	29.11.2006 (15.03.2017)	30.11.2006 (15.03.2017)	22.11.2010	06.10.2010
Канада	–	30.11.2006 (12.2016)	–	–	–	–
КНР	–	20.05.2014 (12.2016)	02.03.2009 (08.2016)	23.10.2008 (12.2016)	Н	Н
Российская Федерация	–	18.07.2011 (11.2016)	06.07.2010 (02.2016)	–	18.07.2011	12.11.2013
США	–	–	15.02.2006 (02.2016)	30.11.2006 (11.2016)	02.2018	01.2017
Франция	30.11.2006 (11.2016)	–	15.02.2006 (02.2016)	30.11.2006 (12.2016)	–	06.10.2010
Швейцария	–	–	–	30.11.2006 (12.2016)	–	11.2015
ЮАР	–	–	–	–	–	–
Южная Корея	–	–	10.04.2006 (02.2016)	30.11.2006	11.2015	Н
Япония	30.11.2006 (10.2016)	05.02.2007 (11.2016)	15.02.2006 (02.2016)	30.11.2006 (11.2016)	22.11.2010	Н

Н – наблюдатель

3 Дорожная карта МФП

«Технологическая дорожная карта» проведения НИОКР в обоснование выбранных реакторных технологий 4-го поколения была разработана странами-членами МФП в 2002 году. Она предусматривает 3 этапа обоснования каждой из шести выбранных реакторных технологий:

– *Viability phase* (этап подтверждения реализуемости) – на этой стадии проводится проверка основных концептуальных решений при соответствующих условиях, в том числе выявление и разрешение всех потенциальных технических проблем для каждой из рассматриваемых реакторных технологий. По результатам выполненных исследований выбираются проверенные технические решения для каждой из исследуемых реакторных технологий;

– *Performance phase* (этап выбора характеристик) – на данном этапе решается задача подтверждения и обоснования характеристик выбранных проектных решений для тех или иных систем и оборудования, конструкционных материалов, явлений;

– *Demonstration phase* (демонстрационная фаза) – на этой стадии предполагается осуществить разработку рабочих проектов систем и оборудования, их лицензирование, сооружение и эксплуатацию с целью демонстрации работоспособности выбранных проектных решений и переходу к стадии их коммерческой реализации.

В 2013 году «Технологическая дорожная карта» МФП была откорректирована с учетом текущего состояния работ в рамках МФП.

На рис. 2 представлены первоначальный и откорректированный план-графики прохождения трех вышеупомянутых фаз.

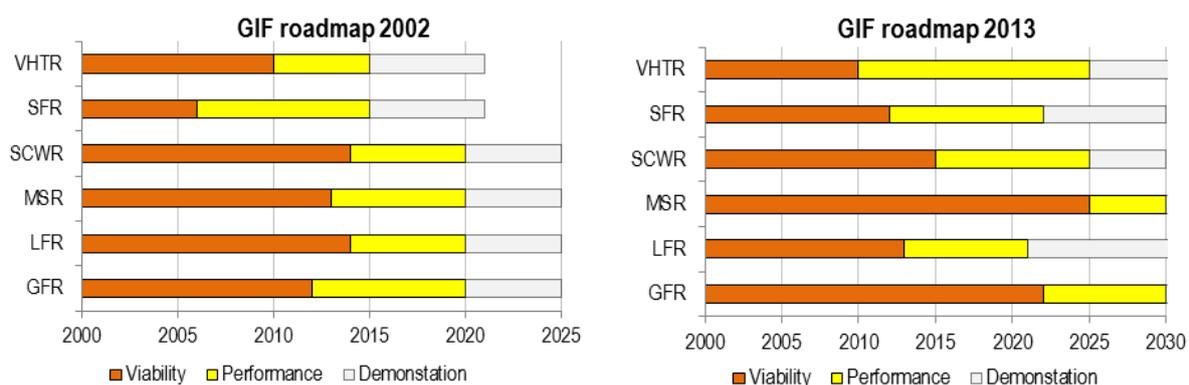


Рис. 2. Исходный (2002 год) и откорректированный (2013 год) план-графики развития перспективных реакторных технологий 4-го поколения

4 Текущее состояние работ по перспективным реакторным технологиям

Основные требования, предъявляемые к характеристикам реакторных систем 4-го поколения, которые сформулированы в рамках МФП, представлены в таблице 2.

Таблица 2. Основные характеристики реакторных систем 4-го поколения

Реакторная система	Спектр нейтронов	Теплоноситель	Температура на выходе из а.з., °С	Топливный цикл	Мощность, МВт _{эл}
Быстрый натриевый реактор	Быстрый	Натрий	500–550	Замкнутый	50–150 300–1500 600–1500
Быстрый свинцовый реактор	Быстрый	Свинец	480–570	Замкнутый	20–180 300–1200 600–1000
Быстрый газовый реактор	Быстрый	Гелий	850	Замкнутый	1200
Сверхкритический водяной реактор	Тепловой/ Быстрый	Вода	510–625	Открытый/ Замкнутый	300–700 1000–1500
Жидкосолоевой реактор	Тепловой/ Быстрый	Соли фторидов	700–800	Замкнутый	1000

Реакторная система	Спектр нейтронов	Тепло-носитель	Температура на выходе из а.з., °С	Топливный цикл	Мощность, МВт _{эл}
Сверхвысокотемпературный газовый реактор	Тепловой	Гелий	900–1000	Открытый	250–300

5 Быстрый натриевый реактор

Ведется разработка проектов РБН с трехконтурными схемами, как с традиционным пароводяным третьим контуром, так и с газовым брайтоновским циклом на базе уже освоенных параметров по температуре для натриевого теплоносителя. Большое внимание уделяется повышению безопасности за счет максимального применения пассивных систем безопасности и внутренне присутствующих свойств безопасности.

Принципиальная схема РБН и основные характеристики проектов, рассматриваемых в рамках МФП, даны на рис. 3 и в таблице 3 соответственно.

НИОКР по РБН ведутся в рамках следующих Проектных соглашений МФП:

- по безопасности и эксплуатации;
- по усовершенствованному топливу;
- по проектам оборудования и блоку преобразования энергии.

Госкорпорация «Росатом» участвует в работе двух первых из перечисленных ПС и ведет переговоры по вступлению в третье ПС.

Проектное соглашение по международной демонстрации глобального цикла актинидов для РБН, в котором участвовали Франция, Япония и США, было досрочно завершено в связи с остановом реактора Monju.

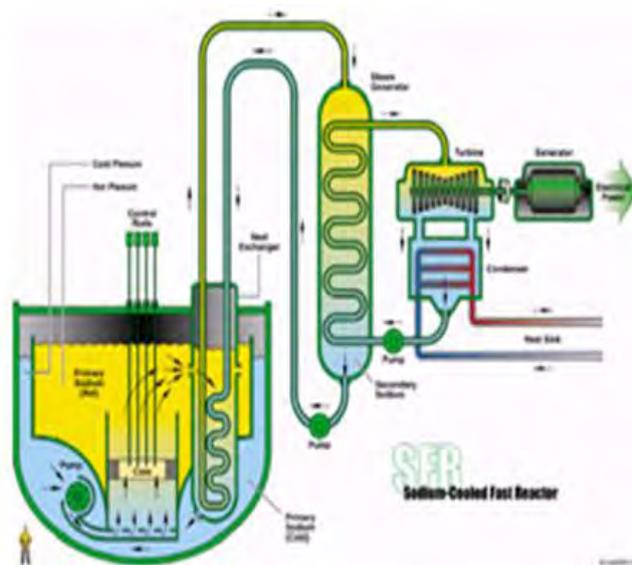


Рис. 3. Принципиальная схема РБН

Таблица 3. Ключевые параметры концепций РБН 4-го поколения, заявленных в МФП

Проектные параметры	JSFR	KALIMER	AFR	ESFR
Электрическая мощность, МВт _{эл}	1500	600	100	1512
Тепловая мощность, МВт _т	3570	1500	250	3600
Конфигурация 1 контура	Петлевая	Баковая	Баковая	Баковая
КПД энергоблока, %	42	40	41,9	42
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	550	545	550	545
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	395	390	395	395
Температура острого пара, °С	503	503	–	490
Давление острого пара, МПа	16,7	16,5	–	18,5
Продолжительность кампании, лет	1,5–2,2	1,1	30	1,35
Количество перегрузок топлива	4	5	1	5
Диаметр а.з., м	5,1	4,2	< 3,0	4,72
Высота а.з., м	1,0	0,89	1,1	1,0
Вид топлива	МОКС+МА	Металл (U-Pu-10%Zr)	Металл (U-Zr)	МОКС
Конструкционный материал	ДУО	HT9M	HT9	ДУО
Обогащение по Pu, %	13,8	25,2	–	15,7
Глубина выгорания, ГВт·сутки/т	150	139	101	150
Коэффициент воспроизводства	1,0–1,2	0,74	0,8	1,0–1,2

В рамках Проектного соглашения МФП по системной интеграции и оценке РБН проводится оценка концепций перспективных проектов РБН на предмет их соответствия требованиям, предъявляемым к установкам 4-го поколения. В настоящее время заявлены на рассмотрение концепции:

- японского JSFR;
- европейского ESFR;
- южнокорейского KALIMER;
- американского AFR-100;
- российского БН-1200.

Планируется представление на рассмотрение концепции китайского CFR1200.

Для каждой из перечисленных концепций РБН, включая БН-1200, странами-заявителями проведена их самооценка на предмет соответствия требованиям, предъявляемым к ядерным энергетическим системам 4-го поколения, которые сформулированы в виде 26 метрик.

В рамках специально созданной рабочей группы МФП ведется разработка проектных критериев безопасности для РБН 4-го поколения.

На первом этапе работы Группы (2011–2013) был выпущен отчет «Проектные критерии безопасности для РБН 4-го поколения». Главной задачей второго этапа деятельности Рабочей группы (2013–2018) является подготовка и выпуск двух Руководств по применению разработанных проектных критериев безопасности для РБН:

- «Руководство по безопасности. Принципы безопасности и проектные условия»;
- «Руководство по безопасности. Ключевые структуры, системы и компоненты».

Первое руководство было выпущено в 2015 году, в этом году завершена разработка второго Руководства.

В этом году был выполнен анализ соответствия требований по безопасности, используемых при обосновании проекта БН-1200, с проектными критериями безопасности для РБН 4-го поколения, разработанными в рамках МФП, который показал их согласие.

6 Быстрый свинцовый реактор

В рамках Меморандума о взаимопонимании МФП по БСР три проекта рассматриваются в качестве референтных:

- проект Европейского свинцового быстрого реактора ELFR;
- проект реактора БРЕСТ-ОД-300;
- проект модульного свинцового реактора SSTAR.

Корпорацией FALCON при поддержке Евратома ведется разработка экспериментального реактора ALFRED тепловой мощностью 300 МВт_т, который предполагается разместить в Румынии.

В Бельгии сооружается исследовательская установка MYRRHA со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Принципиальная двухконтурная схема БСР и основные характеристики референтных проектов БСР представлены на рис. 4 и в таблице 4 соответственно.

В рамках подготовки к подписанию Системной договоренности МФП по БСР ведется разработка Системного плана исследований.

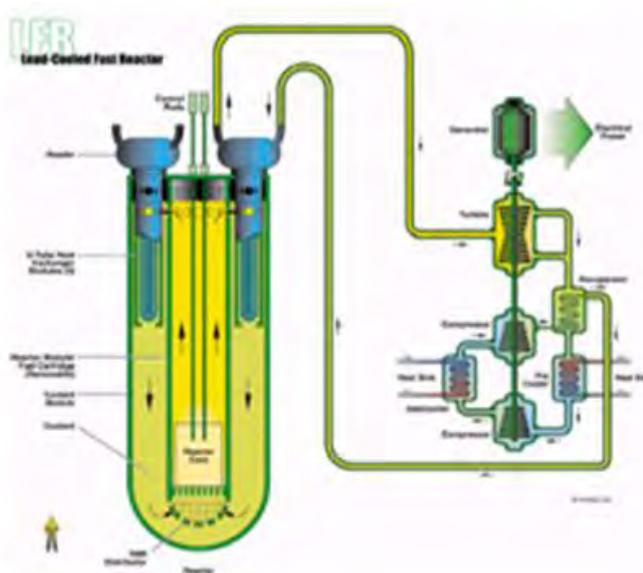


Рис. 4. Принципиальная схема БСР

Таблица 4. Ключевые параметры концепций БСР 4-го поколения, заявленных в МФП

Проектные параметры	ELFR	БРЕСТ-ОД-300	SSTAR
Электрическая мощность, МВт _{эл}	600	300	20
Тепловая мощность, МВт _т	1500	700	45

Проектные параметры	ELFR	БРЕСТ-ОД-300	SSTAR
Конфигурация 1 контура	Бакочная	Бакочная	Бакочная
КПД энергоблока, %	42	42	44
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	480	540	567
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	400	420	420
Рабочая среда 2 контура	Пар-вода	Пар-вода	СО ₂
Температура на входе в турбину, °С	450	505	553
Температура рабочей среды 2 контура на входе в ПГ/ТО, °С	335	340	402
Давление на входе в турбину, МПа	18,0	18,0	2,0

7 Быстрый газовый реактор

Принципиальная схема БГР приведена на рис. 5.

В рамках Системной договоренности МФП по БГР действует одно Проектное соглашение по концептуальному проекту и безопасности. В качестве референтной рассматривается концепция БГР большой мощности (2400 МВт_т).

Работа по подготовке к подписанию Проектного соглашения по топливу, материалам активной зоны приостановлена.

В настоящее время основной акцент делается на разработку и реализацию проекта экспериментального реактора ALLEGRO.

8 Сверхкритический водяной реактор

Принципиальная схема СКВР приведена на рис. 6.

Рассматриваются три основных варианта концепций СКВР:

- концепция Европейского корпусного трехходового СКВР (HPLWR);
- канадская концепция СКВР с трубами под давлением;
- китайская концепция СКВР с корпусом под давлением CSR1000.

В рамках Системной договоренности МФП по СКВР действуют два Проектных соглашения:

- по теплогидравлике и безопасности;
- по материалам и химии.

Готовится к подписанию ПС по системной интеграции и оценке.

Госкорпорация «Росатом» не участвует в ПС, действующих в рамках Системной договоренности по СКВР.

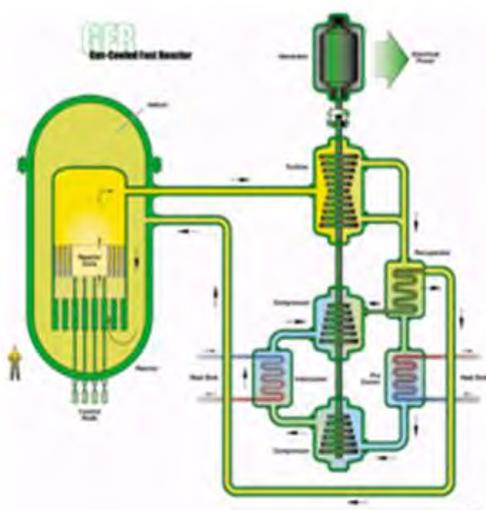


Рис. 5. Принципиальная схема БГР

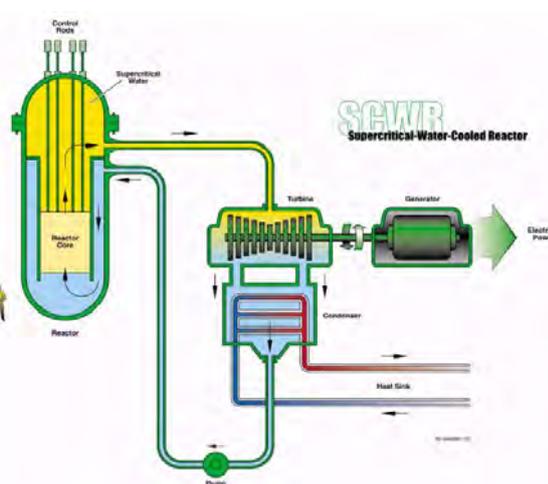


Рис. 6. Принципиальная схема СКВР

9 Жидкосолевой реактор

Принципиальная схема ЖСР приведена на рис. 7.

В рамках Меморандума о взаимопонимании МФП по ЖСР рассматриваются два основных направления разработок:

- с жидкосолевым топливом (топливо в качестве циркулирующего жидкого расплава);
- с твердым топливом и теплоносителем на основе расплавов солей.

В рамках этих двух направлений рассматриваются 4 концепции ЖСР:

- концепция ЖСР с быстрым спектром нейтронов (MSFR), разрабатываемая Францией и Евратомом;
- российская концепция жидкосолевого выжигателя МА (MOSART) с уран-ториевой подпиткой и без нее;
- США и Китай разрабатывают концепцию высокотемпературного реактора с твердым топливом, охлаждаемым расплавом солей фторидов (FHR);
- Китай, Япония и Ю. Корея развивают концепцию ториевого ЖСР (TMSR) с графитовым замедлителем.

10 Сверхвысокотемпературный газовый реактор

Принципиальная схема СВТГР представлена на рис. 8.

В рамках Системной договоренности МФП по СВТГР действуют три Проектных соглашения:

- по производству водорода;
- по топливу и топливному циклу;
- по материалам.

Готовится к подписанию ПС по валидации и бенчмаркам вычислительных методов.

Сейчас в мире имеются две действующие установки СВТГР: установка HTTR в исследовательском центре Оараи (Япония), которая в настоящее время не функционирует, так как ожидает получения лицензии на эксплуатацию, и экспериментальная установка HTR-10 в университете Циньхуа (Китай). В Китае завершается сооружение прототипной 2-блочной АЭС с установками HTR-PM, ввод в эксплуатацию планируется в этом году.

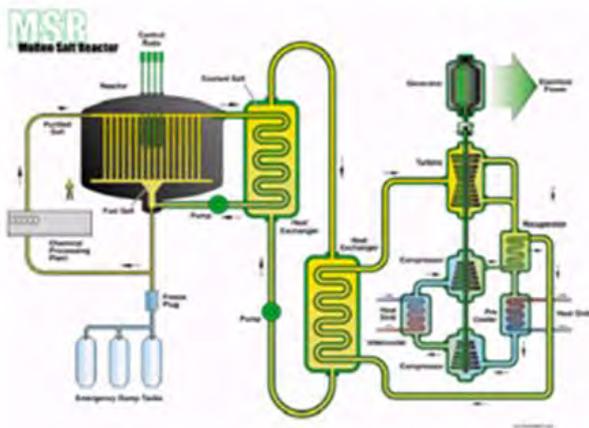


Рис. 7. Принципиальная схема ЖСР

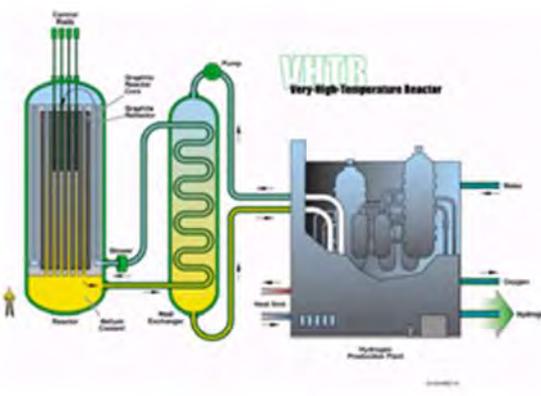


Рис. 8. Принципиальная схема СВТГР

11 Основные мероприятия МФП в 2018 году

Среди основных мероприятий, проведение которых планируется в 2018 году следует выделить следующие:

- проведение 4-го Симпозиума МФП в октябре 2018 года в Париже (Франция);
- проведение вебинаров по основным разработкам, ведущимся в рамках МФП;
- завершение разработки Руководств по применению проектных критериев безопасности для РБН 4-го поколения;
- проведение анализа имеющейся и необходимой экспериментальной базы в обоснование проектов ЯЭС 4-го поколения.

Тепловые трубы в атомной энергетике

Логинов Н. И., Верещагина Т. Н.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, vtn@ippe.ru

Аннотация

Тепловые трубы широко используются в различных отраслях промышленности, как в России, так и за рубежом. Практически сразу после возникновения атомной энергетики стали появляться предложения по использованию тепловых труб в ядерных энергетических установках. Все больше предложений появляется в период с последних лет прошлого века до настоящего времени. На начало 2018 года в международных патентных базах имеется более сотни патентов, в которых предлагаются различные технические решения по использованию тепловых труб в ядерной энергетике. В научно-технической литературе опубликовано несколько тысяч статей по разработкам ядерных реакторов с тепловыми трубами. Авторы провели патентный поиск по вопросу использования тепловых труб в ядерной энергетике. В настоящей работе приведены некоторые технические решения, демонстрирующие возможности применения тепловых труб в разрабатываемых и действующих ядерных энергоустановках. На основании обзора научно-технической и патентной литературы сделан вывод о том, что в ближайшем десятилетии следует ожидать появления ядерных реакторов пятого поколения, не требующих применения каких-либо механизмов и машин, а также затрат механической и электрической энергии на циркуляцию теплоносителя.

Ключевые слова: атомный реактор, тепловые трубы, технические решения, патенты, ядерный источник энергии.

Введение

Тепловая труба представляет собой замкнутое теплопередающее устройство с естественной циркуляцией теплоносителя. Перенос тепла в тепловой трубе осуществляется паром в виде скрытой теплоты парообразования в результате процессов испарения и конденсации рабочего вещества, а возврат конденсата производится под действием гравитационных или капиллярных сил.

Среди многих исключительных преимуществ использования тепловой трубы как теплопередающего устройства можно выделить простоту конструкции, возможность передачи высоких тепловых потоков на значительные расстояния при чрезвычайно малых температурных напорах, исключительную маневренность в работе, легкость регулирования. Так, например, в тепловых трубах с литием при температуре 1500 °С в осевом направлении может быть передан тепловой поток 10–20 кВт/см² [1]. Более того, тепловые трубы не требуют затрат энергии на прокачку теплоносителя.

Предшественником тепловой трубы был термосифон, изобретенный Перкинсом в 1897 г. [2], в котором перенос тепла также осуществлялся за счет скрытой теплоты парообразования, а циркуляция теплоносителя – только за счет сил гравитации¹.

Принципиальное отличие тепловой трубы, впервые предложенной Гоглером в 1942 году [5, 6] применительно к холодильной установке, от термосифона – это наличие капиллярной структуры, позволяющей осуществлять циркуляцию жидкой фазы теплоносителя за счет капиллярных сил. Это позволяет осуществлять возврат теплоносителя в зону испарения независимо от ее расположения в поле силы тяжести. Однако это изобретение не находило применения в технике более 20 лет.

Только в начале 60-х годов, после публикаций Гровера [7, 8], уникальные свойства тепловой трубы были по достоинству оценены, и появился термин «тепловая труба» или «тепловая трубка», ставший общепринятым. Первые же исследования, проведенные в США, подтвердили работоспособность и высокую эффективность тепловых труб.

¹ Есть сведения, что первым идею термосифона запатентовал Фаулер (Fowler) еще в 1828 году [3]. Система, основанная на его дизайне, получила признание в журнале *Gardener's* 1829 года [4]. Это была первая конвективная система отопления, широко использовавшаяся в системах угольного отопления зданий в Англии вплоть до перехода к газовым котлам в 1970-х годах.

Первое техническое решение по использованию испарительного охлаждения в ядерном реакторе было запатентовано в 1957 году [9]. В указанном патенте предлагалось передавать тепло от активной зоны ядерного реактора с помощью труб с испаряющейся жидкостью. Чуть позже в [10] предлагался ядерный реактор, использующий испаряющуюся воду в качестве теплоносителя и замедлителя в реакторе под давлением. И только в 1966 году термин «тепловая труба» впервые появился в патенте [11].

Тепловые трубы оказались востребованными в термоэмиссионных реакторах-преобразователях. Так, уже на первых международных конференциях по термоэмиссионному преобразованию (Лондон, 1965 г., Стреза, Италия, 1968 г.) широко обсуждались результаты исследований тепловых труб на жидких металлах для ядерных термоэмиссионных генераторов [12–15, 18].

В 1966 году были проведены ресурсные испытания тепловых труб при температурах 1000 и 1600 °С [15] (1000 часов при температуре 1600 °С и плотности теплового потока, $q > 10$ кВт/см²). Идея передачи больших потоков тепла с использованием тепловых труб в ядерной энергетике оказалась плодотворной. Статьи [14, 15], опубликованные в сборнике [13], позволяют понять широкие возможности, которые открывают тепловые трубы при решении проблем создания термоэмиссионных энергоустановок для космоса. В 1967 г. опубликованы результаты орбитальных испытаний водяной тепловой трубы [16] в невесомости, которые практически не отличались от результатов испытаний в лабораторных условиях.

Не все ранние исследования были связаны с созданием высокотемпературных тепловых труб. Деверолл и Кемме [17] разработали тепловую трубу, в которой рабочей жидкостью служила вода, для применения на искусственном спутнике Земли. Первые проекты по тепловым трубам переменной проводимости были также сделаны для искусственного спутника [19].

При соответствующем выборе рабочей жидкости и материала корпуса, тепловые трубы могут быть созданы для работы в интервале температур от 4 до 2300 К. В течение 1967–1968 гг. появилось несколько статей, большей частью в США, свидетельствующих о расширении области применения тепловых труб: для охлаждения электронных устройств, для кондиционирования воздуха, для охлаждения двигателей и т.д. [20–22].

В это же время сформировалась теория тепловых труб. Наиболее важный вклад в разработку этой теории принадлежит Коттеру [23].

Интерес к работам по исследованию и применению тепловых труб постоянно возрастал, о чем свидетельствует рост количества публикаций, последовавших за первой работой Гровера. Так, в 1968 году, через 4 года после выхода статьи Гровера, Чун в своей монографии [24] приводит перечень уже из 80 работ, а Чизхолм в своей книге, вышедшей еще через 2 года [25], ссылается уже на 149 работ. Вышедшая в 1972 году библиография [26] по тепловым трубам включала уже 544 названия. На сегодняшний день только в Российской научной электронной библиотеке eLIBRARY.RU можно найти более 43000 публикаций, в том числе и патентов, в которых упоминаются тепловые трубы.

В международной патентной классификации (МПК) в классе G21C «Ядерные реакторы» подгруппа G21C15/257 «Способы и устройства, обеспечивающие движение теплоносителя с использованием тепловых труб» появилась только в 1990 году (в 5-й версии МПК). Поэтому в этой подгруппе относительно немного документов. Так в международной базе данных Worldwidedpatent в этой подгруппе имеется около 120 документов, а в отечественной базе Федерального института промышленной собственности (ФИПС) – по состоянию на апрель 2018 года ни одного документа не классифицировано по этой подгруппе!

В классе МПК F28 – «Теплообмен вообще» подгруппа F28D15/02 «Теплообменные аппараты с использованием промежуточных теплоносителей в закрытых трубах, в которых теплоноситель конденсируется и испаряется, например тепловые трубы», появилась несколько раньше, в 1985 году. Поэтому в этой подгруппе можно найти больше документов, чем в упомянутой выше. Однако в этой подгруппе к ядерной энергетике имеет отношение лишь небольшая часть документов, поэтому патенты необходимо отбирать по ключевым словам. Всего в ФИПС подгруппе F28D15/02 имеется более 300 документов, что говорит о широких возможностях применения тепловых труб. Но с ключевым словом «ядерный» в этой подгруппе в ФИПС имеется всего 3 документа. Что касается международной базы данных Worldwide, то в этой подгруппе имеется более 10000 документов, из которых 58 имеют отношение к ядерной энергетике.

Поскольку тепловые трубы находят применение в космических ЯЭУ с машинным и прямым преобразованием энергии, то авторы также провели поиск по группам: G21D5/00 «Ядер-

ные силовые установки с реактором и двигателем, в котором тепло, выделяющееся в реакторе, преобразуется в механическую энергию» и G21D7/00 «Устройства для непосредственного получения электрической энергии из энергии, выделяющейся при реакциях синтеза или реакциях деления». По ключевым словам «heatpipe» в этих группах в базе данных Worldwide содержится, соответственно, 1 и 6 документов, а в российской базе ФИПС – 1 и 3 публикации.

В Физико-энергетическом институте исследования тепловых труб начались в 1968 году. Первые результаты исследований тепломассопереноса в тепловой трубе с натриевым теплоносителем были опубликованы в 1970 году [27] и доложены на первой международной конференции по тепловым трубам в Штутгарте [28].

Начиная с 1973 года регулярно проводятся Международные конференции по тепловым трубам. В июне 2018 года состоится 18-я конференция (International Heat Pipe Conference) совместно с 13-м симпозиумом по тепловым трубам (The 13th International Heat Pipe Symposium, IHPS). Работы ФЭИ были представлены на 7 из этих конференций.

Судя по публикациям, в настоящее время США активно разрабатывают проекты ядерных реакторов с использованием тепловых труб. В научно-технической и патентной литературе обсуждаются самые различные концепции ядерных реакторов с тепловыми трубами [29–32].

В следующих разделах приведен обзор некоторых технических решений с использованием тепловых труб в ядерной энергетике.

Тепловые трубы для передачи тепла из активной зоны ЯЭУ

Самые первые и многочисленные предложения по использованию тепловых труб в ядерных реакторах касаются передачи тепла из активной зоны к теплоносителю второго контура. Главным преимуществом этого технического решения является отсутствие насосного оборудования, существенное уменьшение объёма теплоносителя и передача тепла практически без перепада температур.

Один из первых вариантов использования тепловых труб без капиллярной структуры (термосифонов) показан на рис. 1 [9]. Здесь каждый тепловыделяющий элемент в активной зоне реактора помещён в термосифон, передающий тепло второму контуру. Никаких технических характеристик реактора и тепловых труб в этом патенте не содержится, то есть патентуется просто идея.

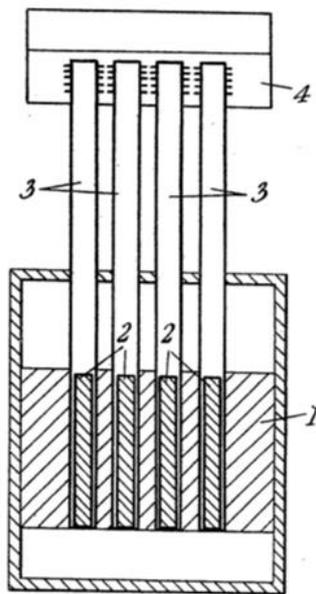


Рис. 1. Идея передачи тепла из активной зоны [9]:

1 – активная зона; 2 – ТВЭЛы; 3 – тепловые трубы; 4 – теплоноситель второго контура

В следующем варианте [10] (рис. 2), относящемся к водоохлаждаемым реакторам, в отличие от предыдущего, появляются разделение встречных потоков пара и воды и принудительная циркуляция конденсата. Это позволяет избавиться от отрицательного влияния силы тяжести и снять ограничения переносимой мощности. Однако это решение требует значительного большего объёма жидкого теплоносителя, так как камера 12 (см. рис. 2) должна быть заполнена

им. Верхняя перегородка 10 разделяет потоки пара и воды. Вынужденное течение воды дополнительно создается насосами возврата конденсата 3 и 9. Перегородка 14 перед входом в насос 9 отделяет воду от пара. Основным преимуществом по сравнению с кипящими реакторами в указанном патенте заявлено отсутствие возмущений нейтронного потока, связанных с кипением воды, и нестабильности, возникающей при перемешивании холодной и горячей воды.

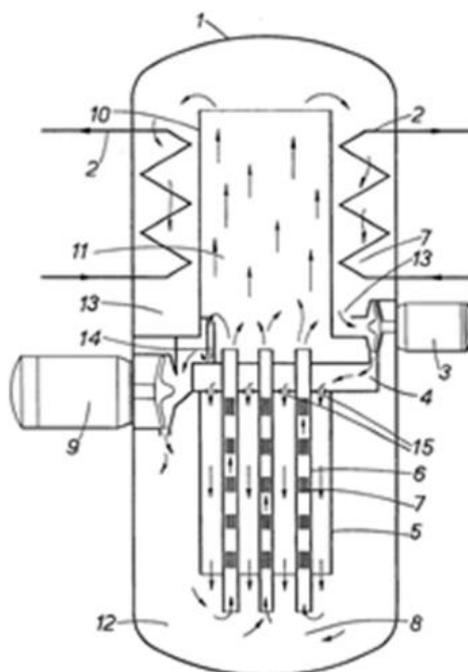


Рис. 2. Техническое решение с разделением потоков жидкости и пара и принудительным движением жидкости [10]:

- 1 – прочный корпус реактора; 2 – теплообменник 2-го контура; 3 – насос возврата конденсата;
 4 – первая верхняя камера; 5 – выгородка; 6 – топливные каналы; 7 – твэлы; 9 – рециркуляционный насос;
 10 – верхняя перегородка; 11 – 2-я верхняя камера; 12 – нижняя камера; 13 – сборник конденсата;
 15 – отверстия в верхней пластине камеры

В одном из самых проработанных ранних технических решений, [32, 33], представленном на рис. 3, сам корпус реактора является тепловой трубой, в которой зоной испарения является активная зона. Корпус реактора выполнен герметичным. Пар теплоносителя поднимается по всему объему корпуса реактора, конденсируется в его верхней части и стекает по капиллярной структуре (фитилю), расположенной на внутренней поверхности корпуса, в нижнюю часть активной зоны. Тепловая мощность описанного реактора 2 МВт. Активная зона содержит 318 твэлов с карбидом урана высокого обогащения и 204 твэла в зоне воспроизводства с низкообогащенным диоксидом урана. Твэлы загружаются в реактор через дно корпуса в герметичные гильзы, на внешней поверхности которых имеется канавочная капиллярная структура. Полость гильз и загрузочной камеры заполнена гелием. Высота герметичного корпуса 1300 мм, полная высота реактора 3000 мм, диаметр корпуса 640 мм. В качестве теплоносителя используется литий. Температура пара лития 1156°C, температура топлива 1300°C, тепловой поток с поверхности гильз составляет 46 Вт/см². Корпус и гильзы изготовлены из циркониевого сплава с ниобием. Верхняя часть корпуса – зона конденсации лития, снабжена герметичными паровыми камерами с литием, которые передают тепло газообразному теплоносителю, в частности азоту – рабочему телу газовой турбины. Все приведённые выше параметры – расчётные, сведения о реализации такого реактора не найдены.

В патенте [35] предлагается использовать тепловые трубы в проекте подземной атомной электростанции (рис. 4). В этом патенте тепло от активной зоны, расположенной на дне скважины, передаётся во второй контур, расположенный вблизи поверхности земли, с помощью тепловых труб. Рассматривается глубина скважины 1800 метров. Тепловые трубы выполнены составными. Тепловой контакт между секциями тепловых труб осуществляется с помощью конических вставок или с помощью промежуточных теплообменников с теплопроводной жидкостью.

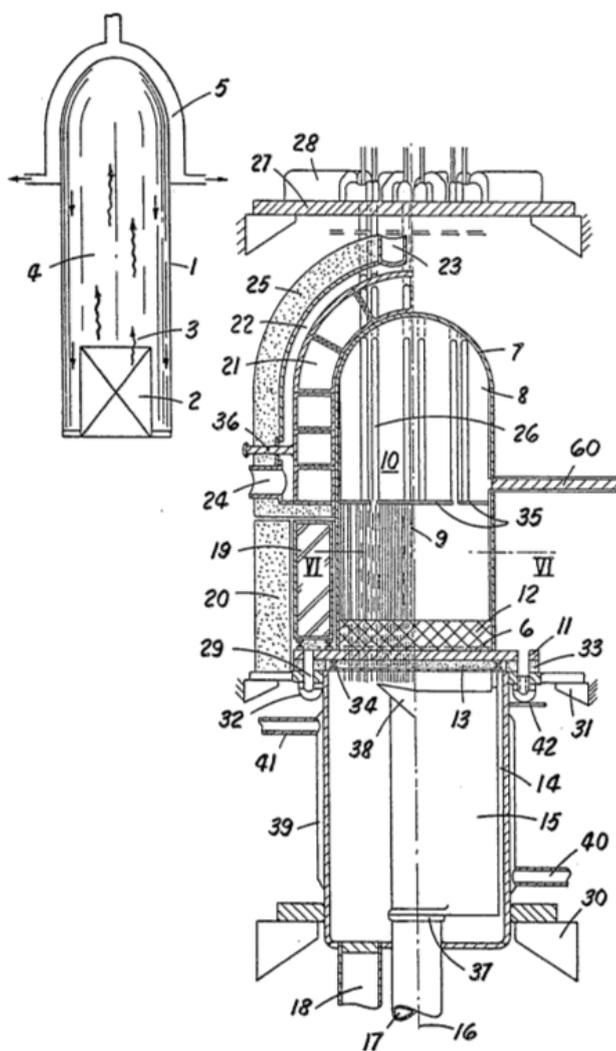


Рис. 3. Схема и устройство реактора [33].
 1 – корпус; 2 – активная зона; 3 – пары теплоносителя; 4 – капилляры с жидким теплоносителем; 5 – второй контур

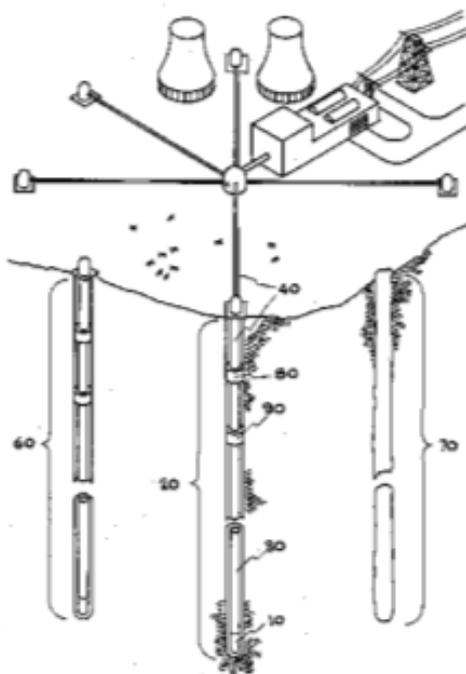


Рис. 4. Проект подземной АЭС с тепловыми трубами [35]

В одной из новейших патентных заявок [36] предлагается мобильный быстрый реактор, охлаждаемый системой тепловых труб, в котором тепловыделяющие элементы и тепловые трубы заключены в единый металлический блок. Реакторная установка предназначена для энергообеспечения арктических районов и удаленных военных баз. Тепловые трубы с калием в качестве теплоносителя выходят за пределы активной зоны и осуществляют отвод тепла. Система аварийного отвода тепла также работает на принципе тепловой трубы. Электроэнергия вырабатывается газовой турбиной с разомкнутым циклом на воздухе, или с замкнутым циклом на CO_2 . Температура газа (воздух) на входе в турбину 1000 К, температура тепловых труб 1100 К. Рассматривается установки с электрической мощностью от 100 кВт до 2 МВт. Общий вид реакторной установки в транспортном положении и устройство её активной зоны показаны на рис. 5. На этом рисунке показан только реакторный блок с теплообменником и радиационной защитой. Свободное место на платформе предназначено для турбогенератора и блока управления.

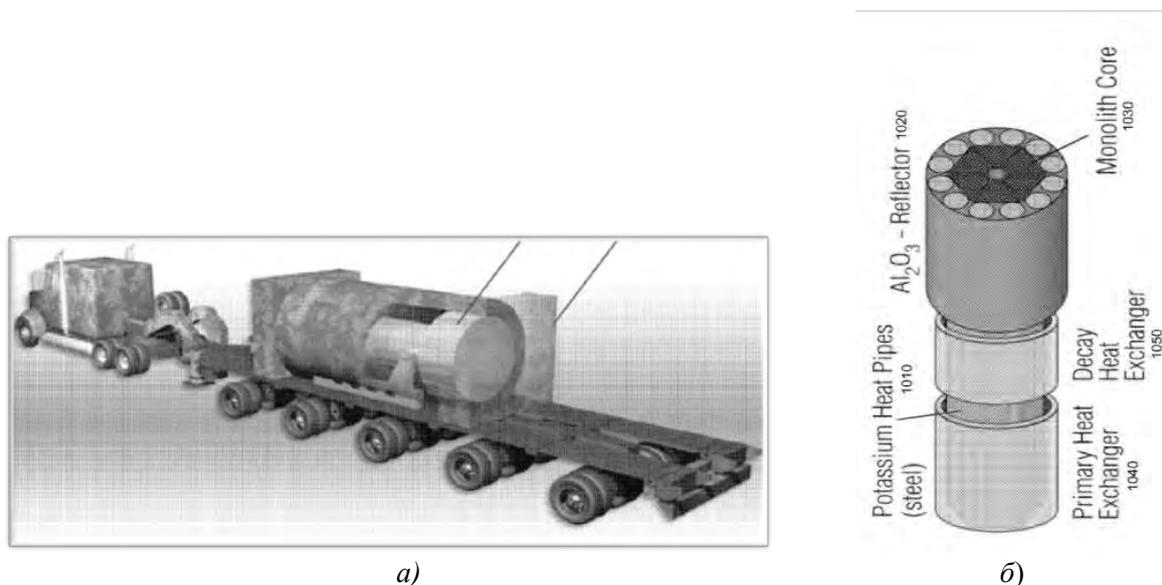


Рис. 5. Мобильная реакторная установка в транспортном положении (а) и реакторный блок (б) [36]

В работе [37] описан опыт разработки в ГНЦ РФ – ФЭИ экспериментальной трёхконтурной реакторной установки, охлаждаемой испаряющимися жидкими металлами. Устройство установки схематически показано на рис. 6. Первый и второй контуры, охлаждаемые испаряющимися натрием и сплавом натрий-калий, соответственно, заключены в моноблоке с двойным корпусом. Внутренний (горячий) корпус содержит активную зону, боковой отражатель и внутрикорпусную радиационную защиту. Внешний корпус обеспечивает механическую прочность. Активная зона содержит 360 тепловыделяющих элементов диаметром 14 мм с капиллярной структурой на внешней оболочке. Высота активной части твэл 350 мм. Первый контур заправлен натрием, находящимся в нижнем капиллярном коллекторе и в капиллярной структуре твэлов. В верхней части корпуса расположен межконтурный теплообменник, заполненный со стороны второго контура сплавом натрий-калий. Согласно проекту в третьем контуре должен циркулировать гелий – рабочее тело двигателя Стирлинга. Тепловая мощность установки 1,2 МВт. Рабочая температура в первом контуре 700 °С. Перепад температуры между первым и вторым контуром 20–25 °С. Выполнен большой объём экспериментальных исследований на теплофизических моделях, обогреваемых электричеством с одним, тремя, семью и 72 имитаторами твэл.

Среди технических решений имеются варианты, когда тепловые трубы играют роль промежуточного теплообменника (передают тепло от теплоносителя первого контура теплоносителю 3-го контура). Например, в [38] теплоноситель 3-го контура циркулирует по U-образной трубе, проходящей внутри тепловой трубы, размещенной в баке натриевого быстрого реактора (рис. 7). В тепловой трубе используется промежуточный теплоноситель, например, ртуть. Таким образом, парогенератор практически погружен в бак реактора. Перенос тепла в тепловой трубе проходит в радиальном направлении, на короткое расстояние и через большое поперечное сечение. Это обеспечивает более эффективную передачу тепла, чем вдоль тепловой трубы. Кроме того, длина тепловой трубы может быть увеличена или уменьшена по мере необходимо-

сти, в соответствии с заданной мощностью. Использование ртути в качестве теплоносителя объясняется тем, что она химически совместима как с натрием реактора, так и с водой и паром третьего контура.

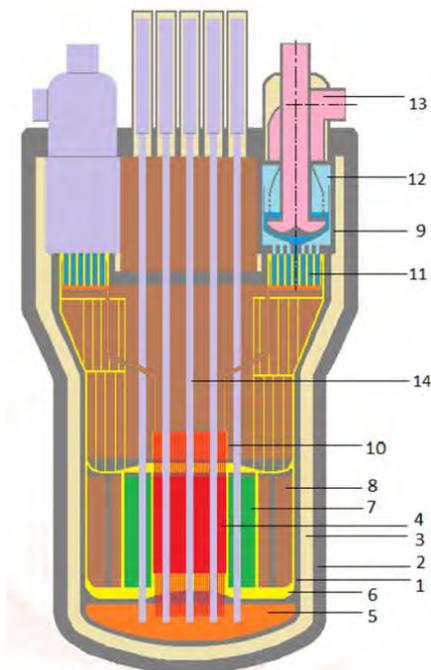


Рис. 6. Схематическое устройство РУ САУНА [37]

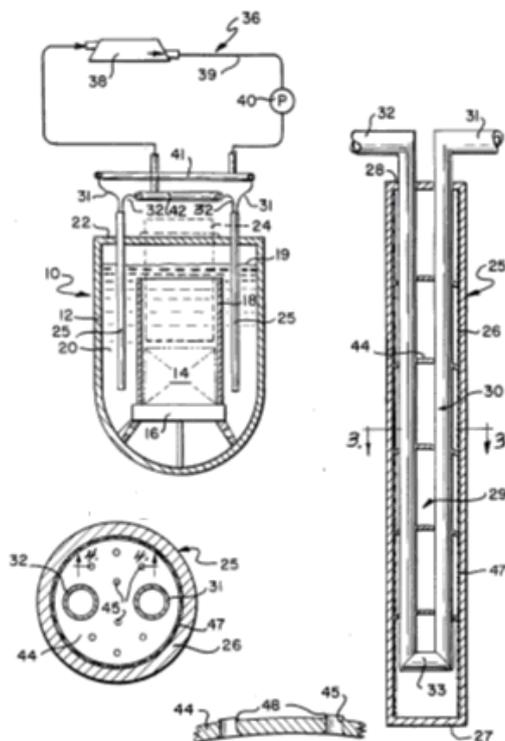


Рис. 7. Реакторная установка с внутрибаковым парогенератором [38]

В работе [39] рассматривается задача передачи высокопотенциального тепла от высокотемпературного ядерного реактора к установке для производства водорода, удалённой от реактора на значительное расстояние. Предлагается осуществить такую передачу с помощью наклонного термосифона. В качестве теплоносителей были рассмотрены цезий, калий, натрий, литий. Расчёты показали, что наиболее подходящим оказался натрий, который может передать 50 МВт при температуре 1223 К на расстояние 100 метров через теплоизолированный трубопровод диаметром около 300 мм (рис. 8).

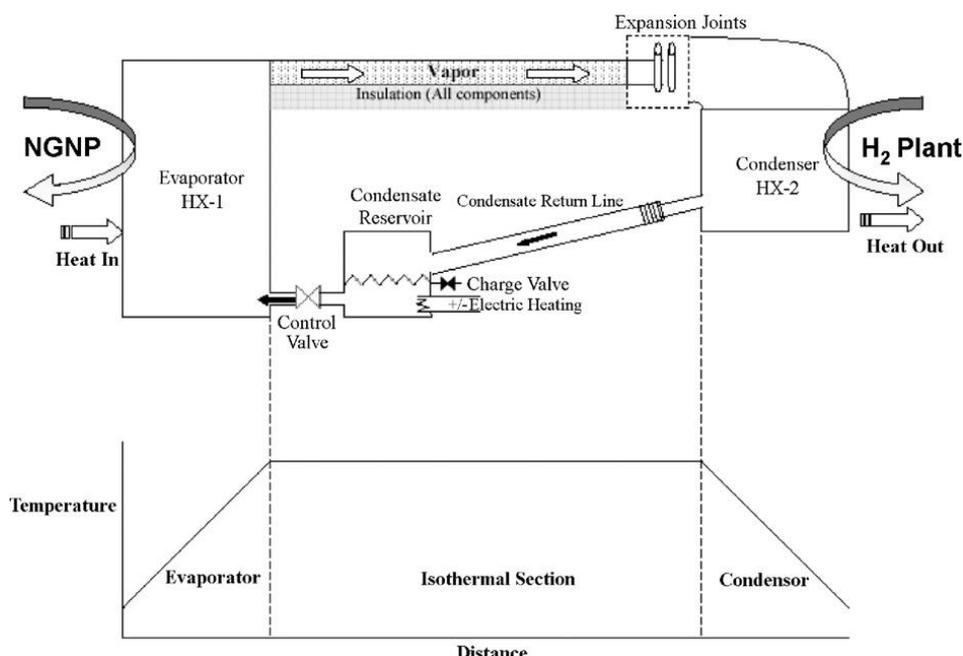


Рис. 8. Передача высокопотенциального тепла для производства водорода[39]

Имеется также ряд технических решений по применению тепловых труб в изотопных источниках тепла. Так, например, в [40] изотопный нагревательный блок состоит из слоев продуктов деления (3), прокаленных и остеклованных в пластинчатой форме, чередующихся с пластинчатыми тепловыми трубами (2), передающими тепло в традиционный испаритель или теплообменник, например, для нагрева (или опреснения) морской воды (рис. 9). Преимущества: отсутствие движущихся частей и низкий риск радиоактивного загрязнения дистиллята. Используемый источник тепла – это отработанное топливо.

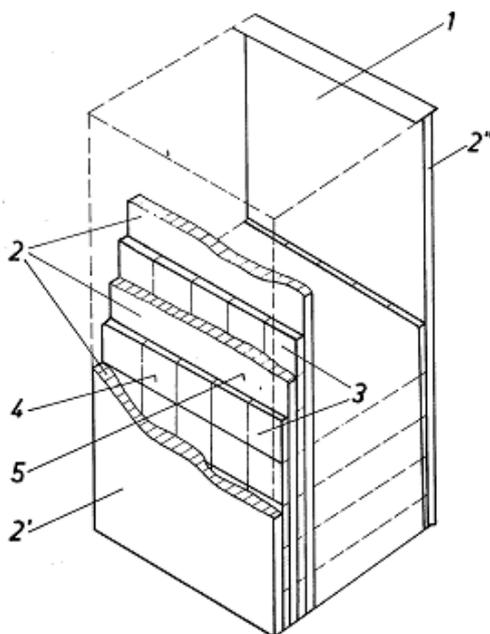


Рис. 9. Изотопный источник тепла с тепловыми трубами [40]:
1 – корпус; 2 – тепловые трубы; 3 – остеклованные продукты деления

Тепловые трубы для аварийного охлаждения

В работе [41] описана система аварийного охлаждения реактора типа БН-600 с использованием тепловых труб вместо контура естественной циркуляции. Система состоит из аварийного теплообменника, расположенного в корпусе реактора и воздушного теплообменника, расположенного в вытяжной трубе (рис. 10). Конечным поглотителем тепла является атмосферный

воздух. Эта система работает полностью на пассивных принципах, не потребляет электроэнергию, не требует исполнительных механизмов и обслуживающего персонала. Использование газорегулируемых тепловых труб позволяет настроить систему на заданную допустимую температуру натрия в первом контуре реактора и исключить сброс тепла при номинальной температуре, не прибегая к закрытию шиберов в вытяжной трубе и без необходимости открывать его при аварийной ситуации. В отличие от системы с естественной циркуляцией жидкого натрия здесь не требуется размещать воздушный теплообменник на большой высоте. Это позволяет существенно уменьшить высоту вытяжной трубы.

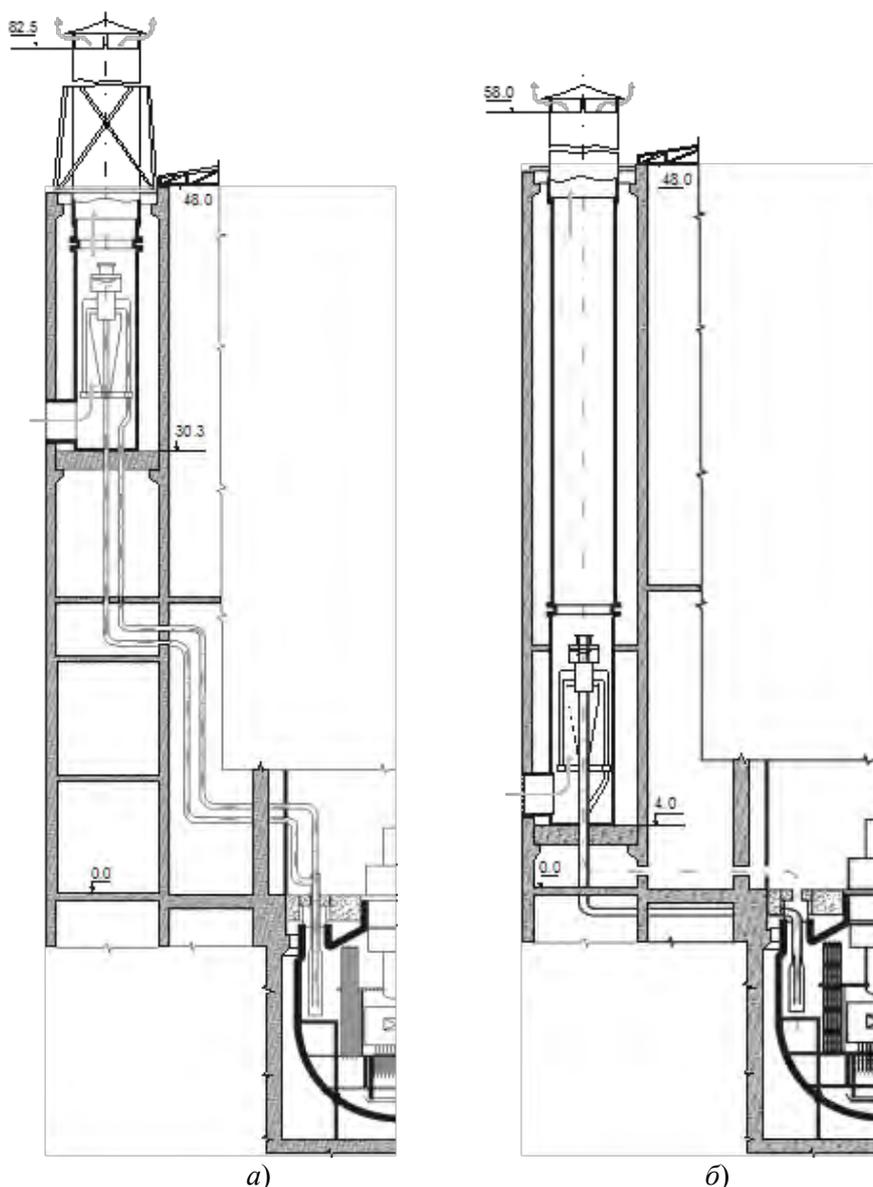


Рис. 10. Сравнение САРХ с естественной циркуляцией (а) и испарительно-конденсационной САРХ (б)

Имеется также ряд технических решений по пассивному охлаждению контейнента реактора с помощью тепловых труб. Например, задача изобретения [42] состоит в том, чтобы обеспечить передачу тепла за пределы контейнента без внешнего источника питания. Контурные тепловые трубы обеспечивают пассивное охлаждение помещений контейнента реактора без применения насосного оборудования (рис. 11).

Удобны контурные тепловые трубы и для пассивного охлаждения бассейна с отработавшим ядерным топливом. Это может быть система, работающая самостоятельно, или запасная, которая позволяет обеспечить бесперебойную работу атомной электростанции в случае неисправности циркуляционной системы водоснабжения и предотвратить снижение уровня воды в бассейне выдержки.

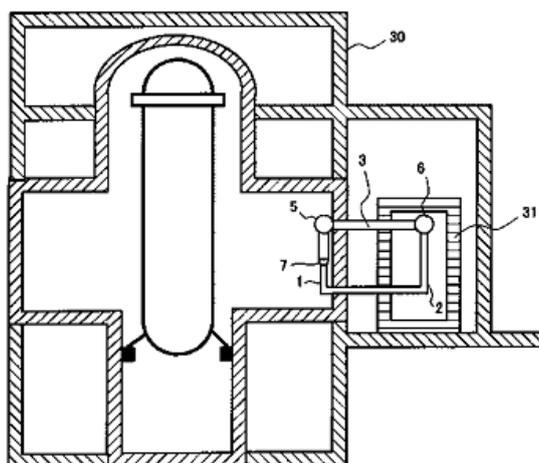


Рис. 11. Пассивная система охлаждения контейнента АЭС [42]:
 1 – восходящая труба; 2 – нисходящая труба; 3 – верхняя соединительная труба; 5 – пеногаситель;
 6 – конденсатор; 7 – участок с расширенным диаметром; 31 – охлаждающая камера

Пример такой системы приведен на рис. 12. В бассейн погружена зона испарения тепловой трубы (11). Нагреваясь, теплоноситель испаряется и поднимается по трубопроводу 13, конденсируется в радиаторе 12 и стекает по трубопроводу 14. Для удаления неконденсирующихся газов, выделяющихся при эксплуатации, предусмотрена емкость 15, в которую газы поступают после участка конденсации. В результате система охлаждения может длительное время бесперебойно работать.

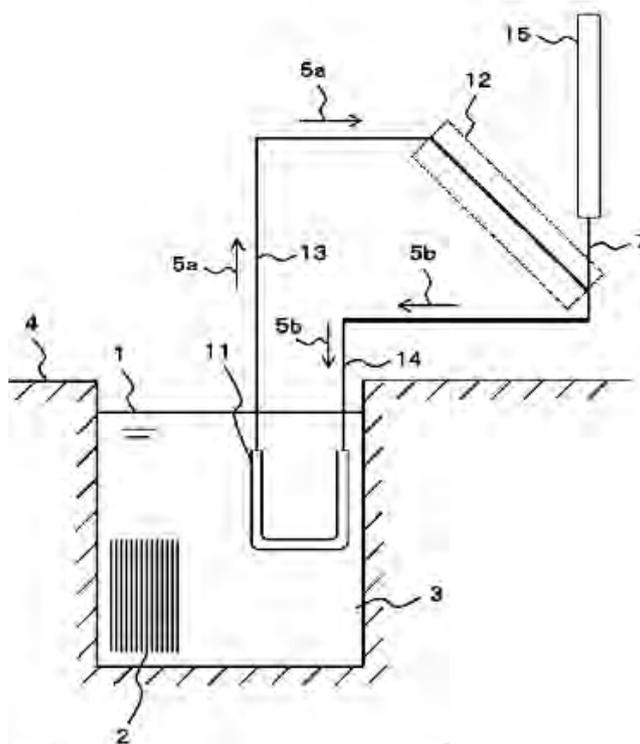


Рис. 12. Система пассивного охлаждения бассейна выдержки [43]:
 1 – уровень воды; 2 – отработавшие сборки; 3 – бассейн; 11 – зона испарения тепловой трубы;
 13 – трубопровод для пара; 14 – трубопровод для жидкости; 12 – радиатор; 15 – контейнер
 для неконденсирующегося газа

Более простая схема охлаждения бассейна, описанная в патенте [44] показана на рис. 13. Тепловые трубы проходят через стену бассейна (резервуара). Испарительные участки (500) погружены в бассейн, а участки конденсации (600) – расположены снаружи резервуара, и охлаждаются внешним воздухом. Такая система предлагается в качестве резервной, используемой при отключении штатной системы охлаждения.

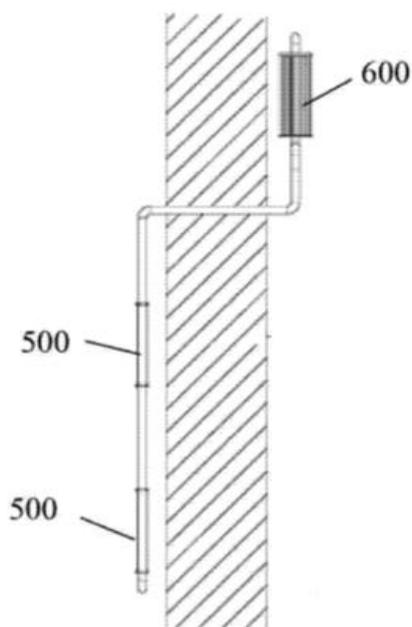


Рис. 13. Вариант системы пассивного охлаждения бассейна выдержки [44]

Тепловые трубы в космических ЯЭУ

Как отмечалось во введении, плодотворной оказалась идея использовать тепловые трубы в термоэмиссионных реакторах [11, 34]. Как правило, тепловые трубы отводят тепло от коллекторного электрода на холодильник-излучатель, или передают тепло от активной зоны на эмиттерный электрод, что позволяет вынести термоэмиссионные преобразователи (ТЭП) из активной зоны реактора.

В патентах [32–33], описан вариант исполнения реактора с термоэмиссионным преобразованием энергии для космического аппарата. Это исполнение представлено на рис. 14. Корпус реактора (71) представляет собой единую тепловую трубу, выполнен из сплава тантала и снабжен фитилем из того же сплава. Одно из конструктивных отличий состоит в том, что тепло отводится из активной зоны в две стороны. В качестве испаряющегося теплоносителя предлагается свинец. Температура в паровой полости 1400–1740 °С, что позволяет использовать термоэмиссионные преобразователи. Эмиттеры ТЭП (73) расположены на поверхностях зоны конденсации свинца, через электроизоляционное покрытие. Вокруг коллекторов ТЭП, также через изоляционное покрытие, расположены паровые камеры (82, 85) с литием, изготовленные из сплава ниобия с цирконием. Температура коллекторов ТЭП и лития 1000 °С. Паровые камеры снабжены рёбрами (83) и выполняют функцию холодильника-излучателя. Рассматривается реактор с тепловой мощностью 400 кВт и ожидается электрическая мощность 30–60 кВт. Плотность теплового потока через ТЭП ожидается 45–55 Вт/см².

В патенте [11] представлен ядерный реактор, аналогичный описанному выше, но имеющий несколько автономных тепловых труб, выходящих из активной зоны также в две стороны (рис. 15). Испарительные части тепловых труб термически соединены с топливными элементами. Внутренние стенки тепловых труб покрыты фитилями. Кольцевые топливные элементы могут быть отдельно установлены на тепловых трубах, или топливо может быть нанесено непосредственно на внешних поверхностях тепловых труб. Тепловые трубы активной зоны изготовлены из тантала и содержат серебро в качестве теплоносителя, работающего при температуре около 1800 °С. Зоны конденсации тепловых труб заканчиваются на эмиттерном электроде термоэмиссионного преобразователя. Каждый коллекторный электрод ТЭП сопряжён с тепловой трубой для передачи тепла на холодильник-излучатель. Коллекторные тепловые трубки предпочтительно выполнены из сплава ниобия с цирконием и содержат литий в качестве теплоносителя. Тепловые трубы для отвода тепла от замедлителя и отражателя изготовлены из ниобия и содержат цезий в качестве теплоносителя.

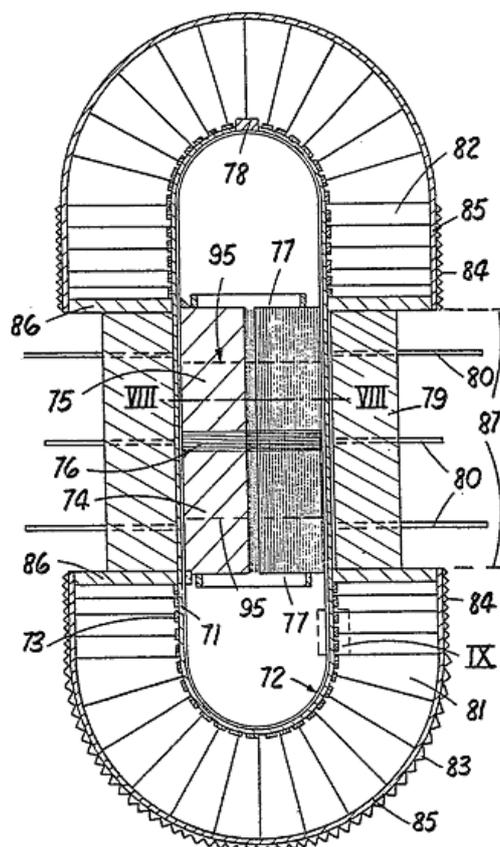


Рис. 14. Термоэмиссионный реактор-преобразователь с тепловыми трубами для космического аппарата [32]

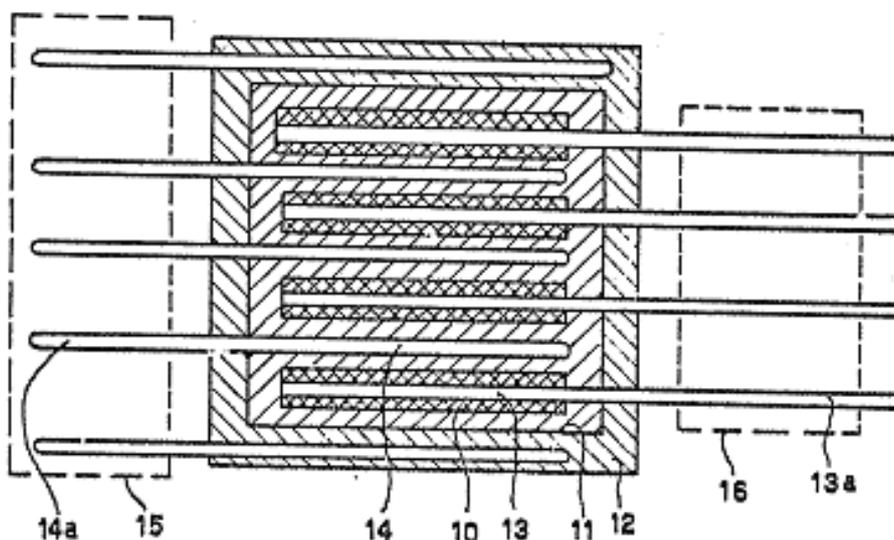


Рис. 15. Термоэмиссионный реактор-преобразователь с тепловыми трубами для космического аппарата [11]

В Российской Федерации также имеется ряд патентов, в которых предлагается использовать тепловые трубы для космических ЯЭУ. Например, в патенте [46] предлагается космическая ядерная установка, в которой используются трубчатые тепловыделяющие элементы, окружающие зону испарения высокотемпературных тепловых труб, передающих тепло эмиттерам ТЭП, и среднетемпературные тепловые трубы, отводящие тепло от коллекторов ТЭП к холодильнику излучателю, состоящему также из тепловых труб с оребрением. Проведены испытания в течение 4000 часов энергетического модуля, состоящего из высокотемпературной молибденовой тепловой трубы с литием и цилиндрического ТЭП, в котором тепло подводилось при температуре 1500 °С.

В патенте [47] предлагается обратная геометрия ТЭП: внутренняя тепловая труба совмещена с коллектором, а эмиттер твэл расположен снаружи.

В патенте [48] предлагается несколько вариантов исполнения термоэмиссионного электрогенерирующего модуля активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую с использованием высокотемпературных тепловых труб с литием.

Очень много предложений по использованию тепловых труб в холодильниках-излучателях космических аппаратов, например, [46, 51–52]. Предлагаются либо плоские, либо оребренные тепловые трубы. Главное преимущество теплотрубных холодильников-излучателей состоит в том, что при разгерметизации одной или нескольких труб не нарушается работоспособность холодильника в целом.

В ряде патентов, например [51], [52], для космической энергетической установки предлагается использовать пусковую тепловую трубу. В космических установках система охлаждения, содержащая замкнутый циркуляционный жидкометаллический контур, до пуска реактора на орбите находится в замороженном состоянии. Для расплавления теплоносителя собственным теплом реактора предлагаются пусковые газонаполненные тепловые трубы, зона испарения которых размещена в активной зоне реактора, а зона конденсации проложена вдоль магистральных трубопроводов, теплообменных устройств холодильника-излучателя, насоса и арматуры. В качестве теплоносителя пусковых тепловых труб может быть использован щелочной металл: натрий, калий, литий.

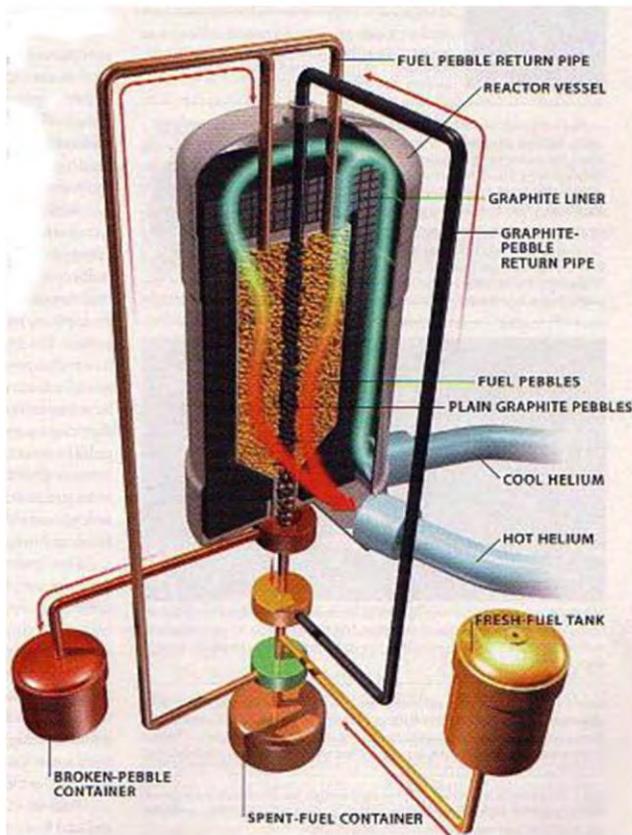
Тепловые трубы предлагаются также в реакторе с термоэлектрическим преобразованием энергии для подвода тепла к «горячим спаям» преобразователя и для отвода тепла от «холодных спаев» [53].

Современные предложения и разработки

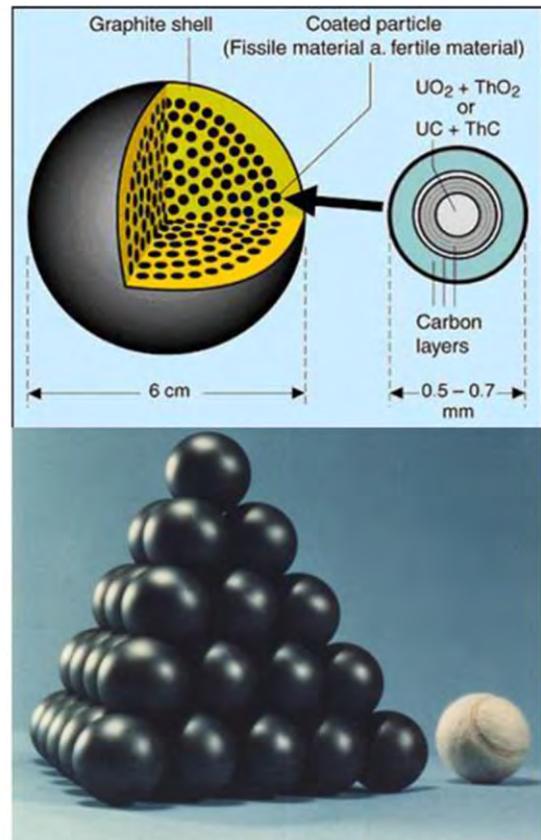
подавляющее большинство представленных выше, а также и не упомянутых, изобретений и других опубликованных технических предложений не реализовано, или нет сведений об их практической реализации. Однако в мире и в России ведутся разработки, которые могут быть реализованы в ближайшие, или не очень отдаленные, годы. Ниже приведены сведения о некоторых из них, как самых фантастических, так и вполне «приземленных» проектов.

В одной из статей 2017 года [55] представлен более проработанный чем в [39] концептуальный проект гибридного теплообменника (Heat Pipes-Thermosyphon Intermediate Heat Exchanger, НРТИНEX) с тепловыми трубами для связи высокотемпературного реактора (Very High Temperature Reactor, VHTR) на 600 МВт теп с температурой на выходе 900–1300 К, с комплексом по производству водорода (рис. 16–18). В дополнение к электрогенерации с высокой эффективностью (48 %), эти модульные реакторы производят высокопотенциальное тепло для производства водородного топлива. Кроме того, реактор производит и электрическую энергию. Из соображений безопасности ядерный реактор должен располагаться на расстоянии 110–1400 м от комплекса по производству водорода. Использование тепловых труб позволяет существенно сократить потери тепла и теплового напора при передаче тепла на такое большое расстояние, а также подавить распространение гипотетического взрыва от водородного комплекса к ядерному реактору. Такой способ передачи тепла позволит реализовать безопасное производство электроэнергии высокотемпературным реактором и эффективно предотвратить последствия возможного самовоспламенения водородного комплекса.

В европейском патенте [50] предложена ядерная фотонная ракета, где теплообмен между активной зоной и внешним пространством осуществляется с помощью тепловых труб. Активная зона реактора образована надетыми на тепловые трубы трубчатыми тепловыделяющими элементами, ориентированными в радиальном направлении, и равномерно распределенными по телесному углу 4π (рис. 19). Тепловой поток излучается более или менее равномерно по этому телесному углу. Активная зона размещена в фокусе параболического зеркала (паруса), создающего параллельный поток фотонов и реактивную движущую силу. (Существо патента ясно из рисунка, поэтому многочисленные цифровые обозначения не комментируются). На некоторых тепловых трубах размещены термоэлектрические преобразователи, производящие электроэнергию, необходимую для функционирования установки. Аналогичные проработки были выполнены в ФЭИ и опубликованы на 5 лет раньше [54].



(a) A Schematic of Pebble-Bed HTR Nuclear Reactor



(b) Pebbles of Coated Fuel Particles

Рис. 16. Реактор с шаровыми твэлами [55]

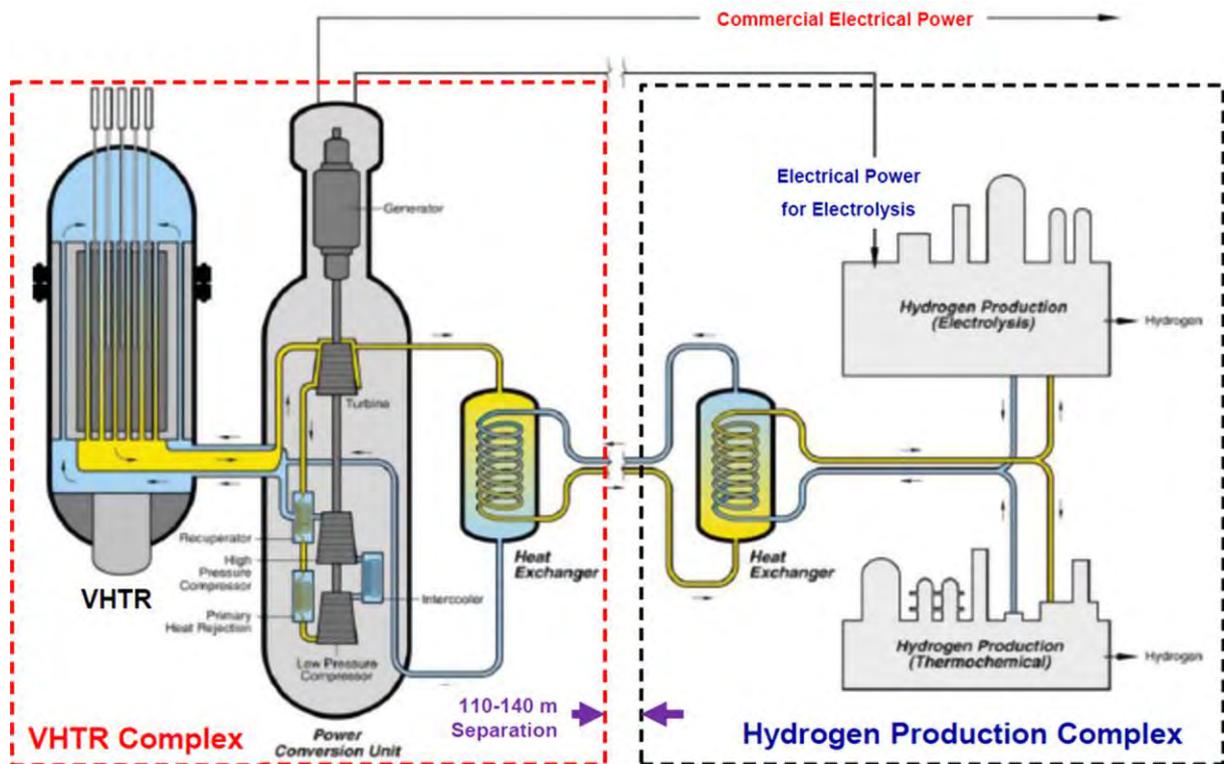


Рис. 17. Эскиз установки для выработки электроэнергии и передачи тепла для производства водорода [55]

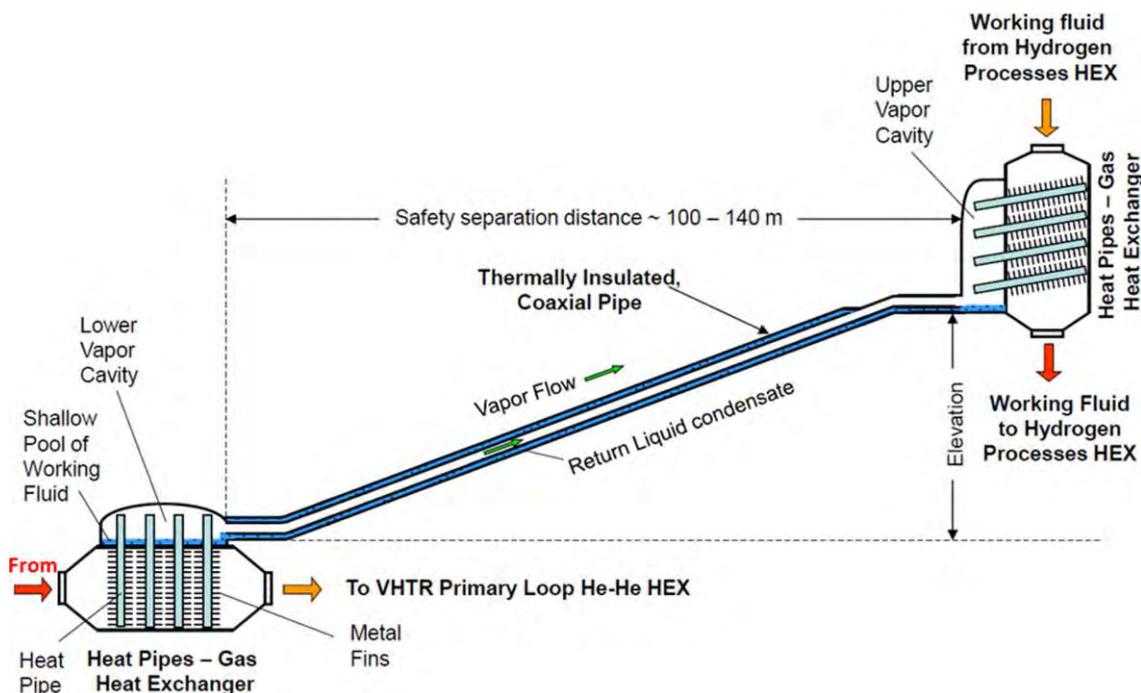


Рис. 18. Концептуальный дизайн тепловой связи ядерного реактора и комплекса по производству водорода [55]

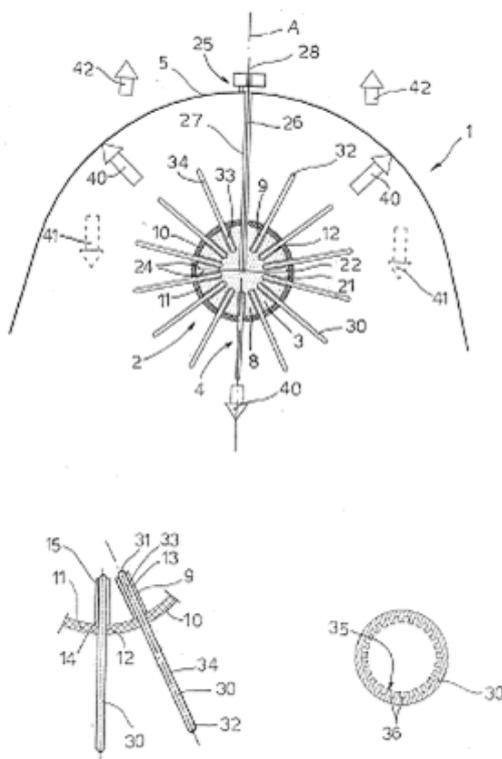


Рис. 19. Проект ядерной фотонной ракеты [50]

В США в настоящее время активно разрабатываются несколько проектов космических ЯЭУ для освоения Луны и Марса, а также для исследования дальнего космоса, вплоть до границы Солнечной Системы – пояса Купера. В частности, предполагается исследовать спутники Сатурна: Титан и Европу. Электрическая мощность этих установок от одного до ста киловатт.

В работе [31] описан ядерный реактор, (рис. 20) в котором натриевые тепловые трубы передают тепло от активной зоны реактора тепловой мощностью 400 кВт к термоэлектрохимическим преобразователям энергии (англоязычная аббревиатура – АМТЕС – Alkali Metal Thermo-Electric Converter). Это сравнительно новые энергопреобразователи, ещё не использовавшиеся

в космосе, способные обеспечить КПД 22–27 % при относительно низкой температуре 1000–1123 К, что позволяет использовать в качестве конструкционных материалов современные жаропрочные нержавеющие стали. Ожидается, что эта установка будет иметь электрическую мощность 100–110 кВт. Неиспользованное тепло отводится калиевыми тепловыми трубами на холодильник-излучатель, состоящий также из калиевых тепловых труб плоской геометрии. Температура холодильника-излучателя 776 К. Активная зона реактора включает 60 модулей, состоящих из тепловой трубы и 3-х твэлов в рениевой оболочке. Модули расположены вплотную друг к другу и образуют треугольную упаковку. Оболочки твэлов на длине их активной части припаяны к корпусу тепловой трубы с помощью рениевых трехгранных вкладышей, передающих тепло от твэла к тепловой трубе за счёт теплопроводности. Каждый твэл имеет газовую полость с одного конца. В качестве топлива используются таблетки UN с обогащением 83,7 %.

Ряд аналогичных проектов обсуждается в работе [56]. Основные параметры те же самые, но рассматривается различное число энергопреобразователей с различной мощностью с целью оптимизации удельных массогабаритных характеристик системы.

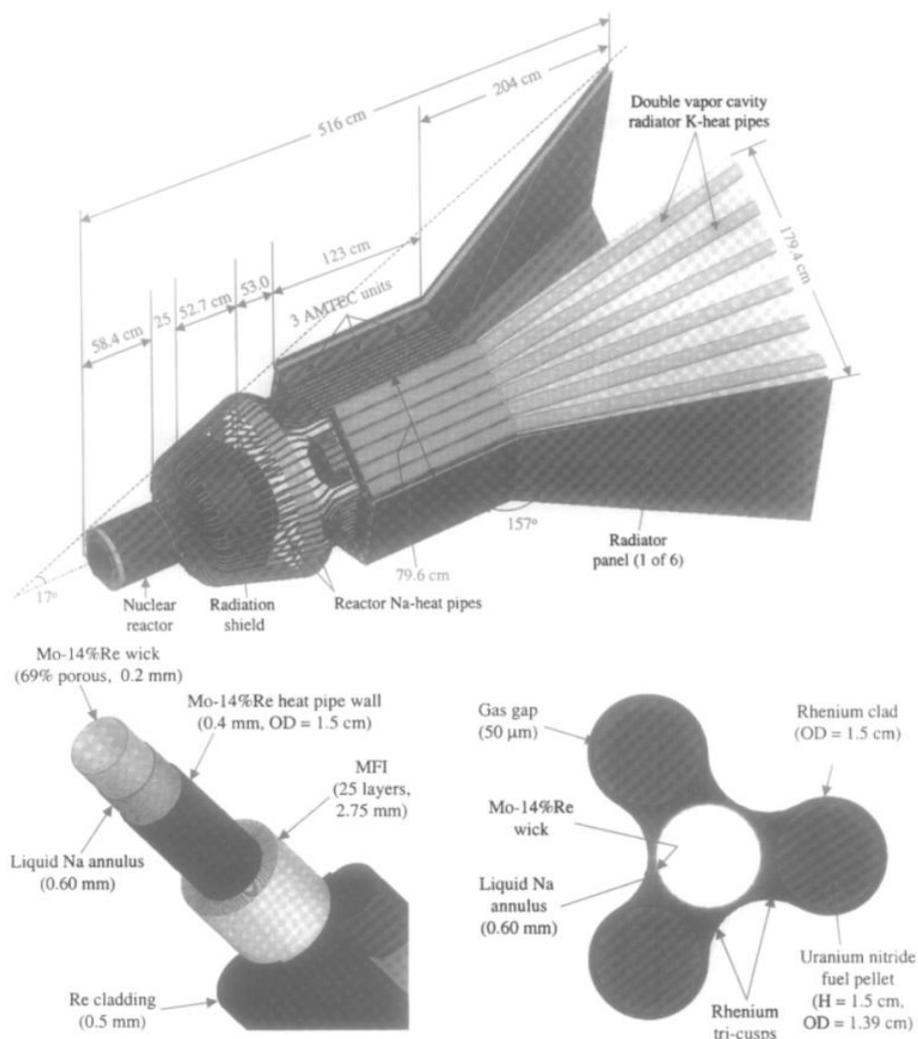


Рис. 20. Проект SAIRS [56]

В другом проекте, Kilopower [57–59], рассматривается ядерная энергоустановка с электрической мощностью 1 кВт, показанная на рис. 21. Компактный ядерный реактор Kilopower создаётся для обеспечения потребностей колонистов, которые будут работать на исследовательских базах Марса.

Реактор Kilopower с высокообогащённым уран-молибденовым топливом тепловой мощностью 13 кВт охлаждается 18 натриевыми тепловыми трубами, передающими тепло на термоэлектрические преобразователи. Температура топлива 1200 К, температура в зоне конденсации тепловых труб 1100 К. Системный КПД 8 % при температуре горячих спаев 1050 К, а холодных

спаев 525 К. Тот же реактор в комплекте с двигателями Стирлинга в качестве преобразователей произведёт 3 кВт электричества, используя 8 преобразователей мощностью 400 Вт каждый. Системный КПД составляет 23 % при температуре на горячем конце 950 К, а на холодном – 475 К. Тепло сбрасывается холодильником-излучателем с водяными тепловыми трубами, изготовленными из титана. В конце 2017 – начале 2018 проведены наземные испытания реактора с 8 преобразователями Стирлинга мощностью по 125 Вт. Рассматриваются варианты реактора с электрической мощностью до 10 кВт.

По расчетам NASA, первому поселению на Марсе достаточно всего пяти микрореакторов по 50 кВт, чтобы продержаться до прибытия следующего корабля с припасами.

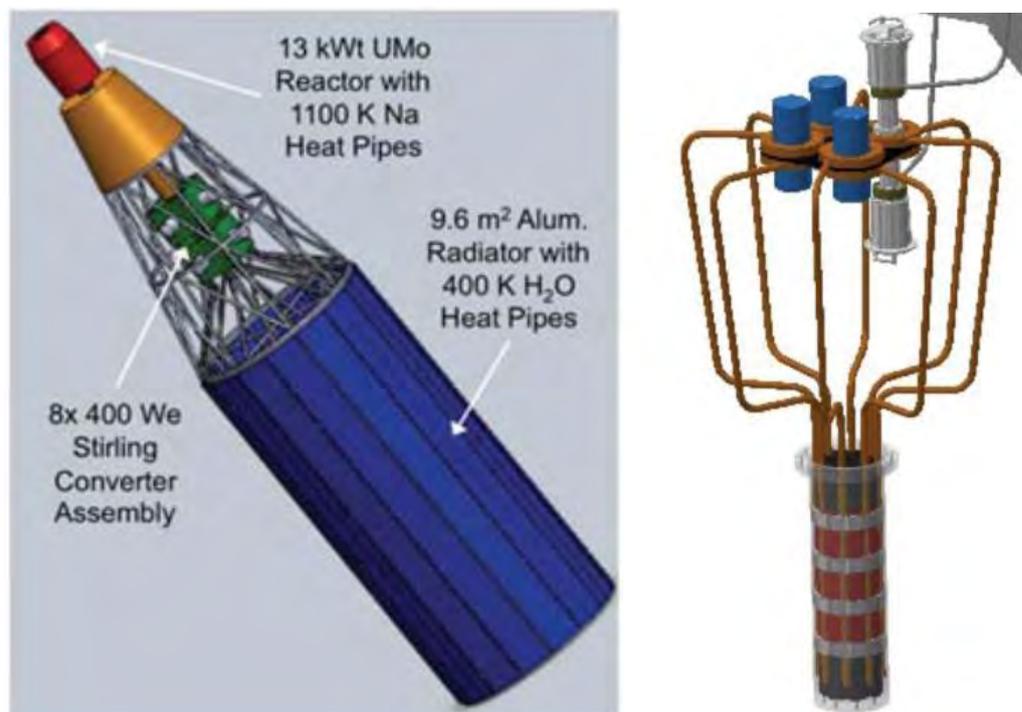


Рис. 21. Проект реактора Kilopower [57]

Проект Kilopower, начатый в 2015 году, стоимостью 15 млн. долларов, включал проектирование, создание и тестирование прототипа. К настоящему времени проведены наземные испытания установки с низкообогащенным топливом. Наземный прототип с высокообогащенным топливом отправлен на испытательный полигон в Неваде. В дальнейших планах США – не более чем за 10 лет провести испытания в условиях, моделирующих условия на Марсе, и летные испытания.

Ещё один амбициозный проект США, предназначенный для исследования дальнего космоса, предполагает доставку подводной лодки на спутник Сатурна – Титан для исследования гидрологического цикла Титана и исследования условий, возможно, пригодных для зарождения жизни [60, 61]. Обнаруженные 2006 году радаром зонда Кассини углеводородные моря в северной околополярной области Титана были нанесены на карту в 2013 г. Предполагаемая дата посадки приблизительно 2047 год (следующий летний период Титана).

В России, в ГНЦ РФ – ФЭИ, в 2017 году, разработан концептуальный проект автономной реакторной установки малой мощности с термофотоэлектрическим преобразованием энергии [63]. Тепловая мощность установки 100–120 кВт, электрическая – не менее 10–12 кВт. Передача тепла от активной зоны к преобразователям энергии осуществляется высокотемпературными литиевыми тепловыми трубами. Температура в зоне испарения тепловых труб 1500 К. Конструкционный материал тепловых труб и оболочек тепловыделяющих элементов – молибден. В зоне конденсации тепловых труб тепло излучается на термофотоэлементы, которые должны иметь температуру не более 50 °С. Они охлаждаются низкотемпературными тепловыми трубами с фреоном, отводящими тепло к воздушным теплообменникам с естественной циркуляцией атмосферного воздуха. Установка предназначена, преимущественно, для арктических регионов. Теплофизические аспекты этого проекта представлены в отдельном докладе.

Заключение

Приведённый в докладе, далеко не полный обзор возможных применений тепловых труб в атомной энергетике, показывает весьма широкие возможности использования этих теплопередающих устройств. Особенно эффективным представляется их применение в энергоустановках малой и сверхмалой мощности, поскольку удельные затраты обычных установок с циркулирующими теплоносителями здесь особенно велики.

Анализ патентных и научно-технических материалов, свидетельствует о том, что в мире ведутся активные исследования в области разработки реакторов, охлаждаемых тепловыми трубами.

В настоящее время в США уже создан и испытывается наземный прототип космического аппарата для полетов на Марс с реактором мощностью 10 кВт, охлаждаемым тепловыми трубами.

В ближайшем десятилетии следует ожидать появления ядерных реакторов пятого поколения, не требующих применения каких-либо механизмов и машин, а также затрат механической и электрической энергии на циркуляцию теплоносителя. Уже сейчас существуют разработки реакторов с тепловой мощностью в десятки мегаватт, охлаждаемых тепловыми трубами. Это достаточно широкая ниша в атомной энергетике. По мере накопления практического опыта эта ниша может расширяться в сторону более высоких мощностей.

Список литературы

1. Дан П.Д., Рей Д.А. Тепловые трубы. Пер. с англ.: – М.: Энергия, 1979. – 272 с.
2. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Ягодкин И.В. Физические основы тепловых труб. – М.: Атомиздат, 1978. – 256 с.
3. Fowler T. A Description of the Patent Thermosiphon with Some Modes of Applying it to Horticultural and Other Useful and Important Purposes. London: Longman, Orme, Brown, GreenandLongmans, 1829. 40 p. (цит. по Шилов В.В. Уравновешенная троичная система счисления и Томас Фаулер // Виртуальный компьютерный музей, 2009. – URL:<http://www.computer-museum.ru/precomp/fauler.htm>, дата обращения: 28.04.2018).
4. Mr. Fowler Of Devonshire's Mode of Heating by Hot Water // The Gardener's Magazine. – 1831. – V. VII. – P. 376–378. (цит. по Шилов В.В. Уравновешенная троичная система счисления и Томас Фаулер // Виртуальный компьютерный музей, 2009. – URL: <http://www.computer-museum.ru/precomp/fauler.htm>, дата обращения: 28.04.2018).
5. Пат. 2350348 США, МПК F25D11/02; F28D15/04; H01L23/427. Heat transfer devices / Gaugler R.S.; опубл. 06.06.1944.
6. Пат. US2448261, МПК F25D11/02 Capillary heat transfer device for refrigerating apparatus / Gaugler R.S.; опубл. 31. 08.1948.
7. Grover G.M, Cotter T.R., Erickson G.F. Structures of Very High Thermal Conductivity // J. Apl. Physics. – 1964. –V. 35. – P. 1190–1191.
8. Пат. US3229759, МПК F28D15/04, G21C15/02, G21C15/257. Evaporation-condensation heat transfer device / Grover G.M.; опубл. 02.12.1966.
9. Пат. GB785886, МПК F22D1/26; G11B15/26; G11B15/29; G11B15/44; G11B15/50; G21C15/02; G21C15/257; G21D5/08. Improvements in or relating to Nuclear Reactors / Ritz H.L.; опубл. 06.11.1957.
10. Пат. FR1362881, МПК G21C1/00; G21C1/08; G21C1/32; G21C15/02; G21C15/243. Réacteur-nucléaire à réfrigérant vaporisable / Заявитель: Atomic Energy Authority; опубл. 05.06.1964.
11. Пат. BE673462, МПК G21C15/257; G21D7/04. Système de refroidissement pour réacteurs nucléaires / Bohdansky J., Busse C-A., Grover G.M. опубл. 08.06.1966.
12. Busse C.A. Performance Studies on Heat Pipes // Proc. Int. Conf. on Thermoionic Electrical Power Generation. London. – 1965.
13. Термоэмиссионное преобразование энергии / Сб. статей под ред. Д.В. Каретникова, Р.Я. Кучерова, И.С. Мосевичко. Перев с англ. – М.: Атомиздат, 1971. – 303 с.
14. Бюссе К. Исследования тепловых труб в Европе / В сб. статей «Термоэмиссионное преобразование энергии» под ред. Д.В. Каретникова, Р.Я. Кучерова, И.С. Мосевичко. Перев. с англ. – М.: Атомиздат, 1971. – С. 206–216.
15. Бюссе К., Гейгер Ф., Штруб Х., Петцшке М. Высокотемпературные литиевые тепловые трубы / В сб. статей «Термоэмиссионное преобразование энергии» под ред.

- Д.В. Каретникова, Р.Я. Кучерова, И.С. Мосевичкого. Перев. с англ. – М.: Атомиздат, 1971. – С. 221–228.
16. Deverall J.E. et al. Orbital Heat Pipe Experiment // LA-3714. – 1967.
 17. Deverall J.E., Kemme E. Satellite heat pipe. // USAEC Report LA-3278. Los Alamos Scient. Lab. Univ. of Calif. – 1970.
 18. Гровер Г., Кеми Дж., Кедди Е. Успехи в технологии тепловых трубок / В сб. статей «Термоэмиссионное преобразование энергии» под ред. Д.В. Каретникова, Р.Я. Кучерова, И.С. Мосевичкого. Перев. с англ. – М.: Атомиздат, 1971. – С. 217–221.
 19. Wyatt T. A controllable heat pipe experiment for the SE-4 satellite / JHU Tech. Memo APL-SDO-1134, AD 695433. Jons Hopkins Univ., Appl. Phys. Lab. – 1965.
 20. Feldman K.T., Witing G.H. The heat pipe and its potentialities / Engrs. Dig. – 1967. – V. 28. – Issue 3. – P. 86.
 21. Eastman G.Y. The heat pipe // Scient. American. – 1968. – V. 218. – N 5. – P. 38–46.
 22. Feldman K.T., Witing G.H. Applications of the heat pipe // Mech. Engng. – 1968. – V. 90. – N 11. – P. 48–53.
 23. Cotter T.P. Theory of Heat Pipe // USAEC Report LA-3246-MS. – Los Alamos, 1965.
 24. Cheung H. A Critical Review of Heat Pipe Theory and Application // UCRL-50453. – 1968.
 25. Chisholm D. The heat pipe – London: Mills and Boom Ltd. – 1970.
 26. McKechnie J. The heat pipe: a list of pertinent references. – Appl. Heat S.R. BIB. East Kilbride: Nat. Engineering Lab. – 1972. – P. 2–12.
 27. Субботин В.И., Ивановский М.Н. и др. Исследования теплопереноса в тепловой трубе с натриевым теплоносителем // ТВТ. – 1970. – Т. 8. – № 2. – С. 319.
 28. Subbotin V.I., Ivanovskii M.N., Sorokin V.P. и др. Investigation of proses in liquid metal heat pipes with complex wick at low vapor tressure / Proc. Int. Heat Pipes Conf. Stuttgart, FRG, 1973.
 29. Заявка на выдачу патента US2016012924 МПК G21C15/257 Mcclure P.R., Dixon D.D., Poston D.I., Mason L. Gibson M. Electric Fission Reactor for Space Applications 2016-01-14.
 30. El-Genk M.S., Palomino L.M., Schriener T.M. Modular (SLIMM-1.2) reactor // Nuclear Engineering and Design. – 2017. – V. 316. – P. 163–185.
 31. El-Genk M.S., Tournier J-M.E. "SAIRS" – Scalable AMTEC Integrated Reactor Space Power System // Progress in Nuclear Energy. – 2004. – V. 45. – N 1. – P. 25–59.
 32. Пат. BE684946, МПК G21C15/02; G21C3/322. Reacteur nucleaire heterogene / Fiebelmann P. опубли. 16.01.1967.
 33. Пат. GB1149946, МПК G21C15/02; G21C3/322. Nuclear reactor / Fiebelmann P. опубли. 23.04.1969.
 34. Пат. GB1220554, МПК G21C15/257; G21D5/02; G21D7/04, Nuclear Power Plant For A Space Station / Fiebelmann P., Buzzi N.H. опубли. 27.01.1971.
 35. Пат. US4851183, МПК G21C11/06; G21C13/00; G21C15/257; G21C7/26; G21C7/28; G21C9/02. Underground nuclear power station using self-regulating heat-pipe controlled reactors / Hampel V.E. опубли. 25.07.1989.
 36. Заявка US2016027536, МПК G21C1/02, G21C15/257, Y02E30/34. Mobile Heat Pipe Cooled Fast Reactor System / Ray M.P., Duff D.D., Irvin P.D. и др. опубли. 28.01.16.
 37. Логинов Н.И. Опыт разработки экспериментальной реакторной установки, охлаждаемой испаряющимся жидким металлом // Докл. на Конференции МАГАТЭ по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам. – Екатеринбург, 26 – 29 июня 2017. – 9 с.
 38. Пат. US4560533, МПК F28D15/02; F28D7/06; G21C1/03; G21C15/257; G21D5/08. Fast reactor power plant design having heat pipe heat exchanger / Huebotter P.R, McLennan G.A. опубли. 24.12.1985.
 39. Sabharwall P., Gunnerson F. Engineering design elements of a two-phase thermosyphon for the purpose of transferring NNGP thermal energy to a hydrogen plant // Nuclear Engineering and Design. – 2009. – V. 239. – P. 2293–2301.
 40. Заявка DE2447176 МПК G21D9/00; G21H3/00. Fission products sandwiched between flat heat pipes – provide heat source for desalting seawater without circulating pumps / Wenk E. опубли. 15.04.1976.
 41. Loginov N., Mikheyev A. On Concept of Heat-Pipe Emergency Cooling System for Fast Sodium Fission Reactors // Proc. of the 12th Int. Heat Pipe Conference. – May 19 – 24, 2002, Moscow – Kostroma – Moscow. – P. 444–447.

42. Заявка JP20110123454, МПК F28D15/02; G21C15/18; G21C15/257. Heat Transport Apparatus, and Cooling Device of Reactor Containment Vessel / Abe S., Koyama Y., опублик. 20.12.2012.
43. Пат. JP2015183952, МПК F28D15/02; G21C19/07; G21D3/04. Heat Transfer Device / Katsuki Ryoji; Shioyama Tsutomu; Iwaki Chikako; Yanagisawa Naomichi. опублик. 22.10.2015.
44. Пат. JP2012230079, МПК G21C19/07; G21D1/00. Nuclear power plant, fuel pool water cooling apparatus, and fuel pool water cooling method / Nanba Koji; Otsuka Masaya; Fujimura Koji, опублик. 22.11.2012.
45. Пат. CN202855320, МПК F28D15/02; G21C15/257. Heat pipe cooling device for spent fuel water tank of pressurized-water nuclear power / Wei Chuanqing, Wu Tong, Li Junfeng, Zhang Wenjun, Shuai Jianyun, Xiang Wenyuan, Lv Yonghong, Zhang Shoujie, опублик. 03.04.2013.
46. Пат РФ 2129740, МПК G21D 5/00, G21D 7/00, H01J 45/00 G21D 5/04. Космическая ядерная установка / Евтихин В.А., Чуманов А.Н., опублик. 27.04.1999.
47. Пат. РФ 2159479, МПК H01J 45/00, G21C 3/40, G21D 7/04. Термоэмиссионный ядерный реактор / Болл Р.М., Мэдэрэс Дж., опублик. 20.11.2000.
48. Пат. РФ 2187156, G21C 3/40, G21D 7/04, H01J 45/00. Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль для активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую (варианты) / Ярыгин В.И., Купцов Г.А., Ионкин В.И. и др., опублик. 10.08.2002.
49. Пат. US3931532, МПК G21D7/04; G21H1/10. Thermoelectric power system / Byrd A.W., опублик. 06.01.1976.
50. Заявка EP1748448, МПК B64G1/40; G21D5/02; G21D7/04. Space propulsion nuclear device / Cinotti L., Negrini A., опублик. 31.01.2007.
51. Пат. РФ 2173897, МПК G21D 7/04, H01J 45/00, G21C 15/247. Жидкометаллическая система охлаждения / Юдицкий В.Д., Синявский В.В., опублик. 20.09.2001.
52. Пат. РФ 2213312, МПК F28D 15/02. Жидкометаллическая система охлаждения / Юдицкий В.Д., Попов А.Н., Попова Е.Л., Соболев В.Я., Синявский В.В., опублик. 27.09.2003.
53. Пат. РФ 2507635, МПК H01L 35/02, G21D 7/04. Преобразователь энергии / Чэн-И Лу, опублик. 20.02.2014.
54. Гулевич А.В., Зродников А.В., Иванов Е.А. и др. Применение ядерных фоновых ракет для исследования дальнего космоса // Известия ВУЗов: Ядерная энергетика. – 2002. – № 2. – С. 54 – 62.
55. El-Genk M. S., Tournier J-M.E. Reliable and safe thermal coupling of generation-IV VHTR to a hydrogen fuel production complex // Thermal science and Engineering Progress. – 2017. – V. 3. – P. 164–170.
56. El-Genk M.S. Review Deployment history and design considerations for space reactor power systems // Acta Astronautica. – 2009. – V. 64. – P. 833–849.
57. Gibson M.A., Oleson S.R., Poston D.I., McClure P. NASA's Kilopower Reactor Development and the Path to Higher Power Missions // NASA/TM-2017-219467
58. Rucker M.A., et al. Solar Versus Fission Surface Power for Mars – AIAA 2016–5452. – 2016.
59. Gibson M.A.; Oleson S.R.; Poston D.I.; McClure P. Kilopower: Small and Affordable Fission Power Systems for Space // Архив НАСА Document ID: 20180000691. Эл. ресурс <https://ntrs.nasa.gov/archive/nasa/casi.ntrs.nasa.gov/20180000691.pdf>
60. Oleson S.R. et al. Kuiper Belt Object Orbiter Using Advanced Radioisotope Power Sources and Electric Propulsion // Proceedings of Nuclear and Emerging Technologies for Space. – 2011. – NETS 2011–3487.
61. Oleson S.R. Titan Submarine: Exploring The Depths of Kraken Mare / <https://ntrs.nasa.gov/search.jsp?R=20150023026> / American Institute of Aeronautics and Astronautics.
62. Пат. РФ 2650885. МПК G21C1/02. Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны / Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А., опублик. 18.04.2018.

Теплофизические аспекты проекта РИФМА

Логонов Н. И., Верещагина Т. Н.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, loginov@ippe.ru

Аннотация

Приводится описание концептуального проекта электрогенерирующей установки с атомным реактором, с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую за пределами активной зоны, охлаждаемой тепловыми трубами. Проект относится к установкам сверхмалой мощности: тепловая мощность от 100 до 1000 кВт, электрическая – от 10 до 100 кВт. Установка предназначена для объектов, удалённых от централизованного электроснабжения, в частности расположенных в Арктике. Преобразование тепловой энергии в электрическую осуществляется с помощью термофотоэлектрических преобразователей, работающих в инфракрасной области спектра. Активная зона реактора выполнена в виде независимых модулей, содержащих тепловыделяющие элементы, тепловые трубы и преобразователи энергии. Тепло передаётся от активной зоны реактора к преобразователям энергии высокотемпературными тепловыми трубами. Температура зоны конденсации тепловых труб, являющейся излучателем, составляет 1200 °С. В докладе рассматриваются теплофизические задачи, которые приходилось решать при разработке проекта.

Ключевые слова: атомный реактор, активная зона, модуль, тепловыделяющий элемент, тепловая труба, термофотоэлектрический преобразователь, тугоплавкие металлы, литий.

Введение

Автономные ядерные электрогенерирующие установки малой мощности (от единиц до сотен киловатт) представляют существенный интерес для электроснабжения удалённых от централизованных сетей объектов гражданского и военного назначения. Происходящая в настоящее время очистка арктического побережья России от «мусора» показывает насколько неприемлемо использование в этих районах дизель-генераторов.

Привлекательно использовать здесь известные полностью автономные космические ядерные установки БУК и ТОПАЗ с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую, но у них низкий КПД (до 7 %) и большие тепловые выбросы, ухудшающие экологическую обстановку. Разрабатываемые сейчас термоэмиссионные электрогенерирующие каналы могут обеспечить КПД преобразования 10–15 % при температуре эмиттера около 1600 °С. Машинные способы преобразования (циклы Ренкина, Брайтона, Стирлинга) обеспечивают более высокий КПД, но требуют обслуживания. Известно, что удельные технико-экономические характеристики установок малой мощности существенно хуже, чем у крупных установок. Поэтому требуются новые технические решения, не только удовлетворяющие потребности в электроэнергии, но и приемлемые экономически, обеспечивающие пассивную безопасность, не требующие обслуживания.

В ГНЦ РФ – ФЭИ [1] разработана концепция атомной энергетической установки сверхмалой мощности новоготипа – проект РИФМА. Это Реактор Испарительный Фотоэлектрический Малой мощности Автономный, бассейнового типа, с электрической мощностью не менее 10 кВт, при тепловой мощности до 100 кВт. Он рассчитан на использование в зоне вечной мерзлоты – температура шахты реактора на границе с грунтом не выше нуля градусов. Срок службы без перегрузки активной зоны – до десяти лет. Другой вариант установки РИФМА рассчитан на электрическую мощность 100 кВт. Рассматривается вариант с электрической мощностью до 1 МВт. Основные новшества проекта РИФМА:

- Испарительное охлаждение активной зоны с помощью высокотемпературных литиевых тепловых труб.
- Фотоэлектрическое преобразование энергии.
- Модульная конструкция активной зоны и преобразователей энергии.
- Полностью пассивная система охлаждения активной зоны, как в номинальном, так и в аварийном режиме работы.
- Полностью пассивная система отвода неиспользованного тепла низкотемпературными тепловыми трубами.

Идея охлаждения атомных реакторов с помощью тепловых труб высказана давно [2, 3]. Однако о реализации таких идей не было известно до конца двадцатого столетия. В Физико-энергетическом институте исследования и разработки тепловых труб интенсивно проводились с 1968 года. Основные результаты изложены в [4, 5]. В 1988–1997 годах был разработан технический проект экспериментальной реакторной установки, охлаждаемой по принципу тепловой трубы, и выполнен обширный объём исследований на электрообогреваемых теплофизических моделях [6]. Но эта работа не была доведена до конца. Один из недостатков проекта [6] состоит в том, что активная зона представляла собой одну паровую камеру и в случае её разгерметизации вся активная зона выходила бы из строя. Было ясно, что нужно разбить активную зону на отдельные автономные модули.

В работе [7] описана космическая атомная энергетическая установка SAIRS с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую, активная зона которой выполнена в виде отдельных модулей. Каждый модуль представляет собой тепловую трубу и три тепловыделяющих элемента, припаянных к ней. При разгерметизации одной или нескольких тепловых труб установка сохраняет работоспособность.

Одно из полезных свойств тепловых труб состоит в том, что они работают без энергообеспечения и каких-либо механизмов. В охлаждаемых тепловыми трубами реакторных установках с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую нет движущихся частей, кроме органов управления мощностью реактора. Для передачи тепла тепловыми трубами требуется в десятки раз меньше теплоносителя, чем в традиционных циркуляционных системах. В то же время передача тепла происходит практически в изотермических условиях, то есть температура потребителя тепла может быть увеличена почти до температуры источника, и при этом отсутствуют термомеханические напряжения в элементах активной зоны.

Солнечные батареи с фотоэлементами на основе кремния уже широко используются и обеспечивают КПД 15 % и более. Более сложные многопереходные фотоэлементы, используемые, в частности, на международной космической станции, имеют КПД 20–30 %, а в лабораторных образцах достигнуты значения КПД 40–45 % [8]. Разработаны и производятся за рубежом фотоэлементы, эффективно работающие в инфракрасной области спектра. Эти элементы получили название термофотоэлектрических или термофотовольтаических. По литературным данным [9] такие элементы на основе GaSb позволяют получить системный КПД около 20 % при работе с искусственными излучателями с температурой около 1500 К. Но рабочая температура термофотоэлементов должна быть не выше 60 °С, а, желательно, не выше 50 °С, так как КПД этих преобразователей снижается с ростом температуры. Поэтому их охлаждение нужно производить при малой разности температуры между элементом и конечным поглотителем тепла.

Таким образом, в проекте РИФМА имеют место две главные теплофизические задачи: отвод тепла от высокотемпературной (1200 °С) активной зоны и сброс неиспользованного тепла при низкой температуре (50 °С). Кроме того, необходимо свести к минимуму утечки тепла из активной зоны в воду. Эти задачи и рассматриваются в докладе.

Облик установки РИФМА

Основу установки РИФМА составляет атомный реактор с тепловым спектром нейтронов. Цилиндрический корпус реактора диаметром около 2,5 м и высотой около 8 м заполнен водой. Активная зона реактора погружена в воду на расстояние от дна около 1 м. Активная зона снабжена твёрдым (бериллиевым) замедлителем нейтронов с вертикальными отверстиями, в которых расположены модули, содержащие тепловыделяющие элементы и тепловые трубы. В зазорах между модулями и твёрдым замедлителем находится вода, выполняющая также функцию замедлителя и, кроме того, функцию теплоносителя, охлаждающего твёрдый замедлитель. Поперечное сечение активной зоны показано на рис. 1.

Активная зона содержит 37 модулей. Внешний диаметр корпуса модуля около 60 мм. Внутри корпуса расположена тепловая труба, выполненная из тугоплавкого металла, например, ниобиевого сплава. Внутри тепловой трубы расположены 7 тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) Оболочка каждого ТВЭЛ и внутренняя поверхность тепловой трубы снабжена капиллярной структурой – фитилём, заполненным литием. Тепловая труба имеет длину более 3 метров. Её верхняя часть – зона конденсации паров лития – является излучателем и окружена сборкой термофотоэлектрических преобразователей. Преобразователи расположены на внутренней поверхности корпуса модуля, охлаждаемого снаружи водой.

Выполнены нейтронно-физические расчёты 8 вариантов активной зоны реактора, но во всех вариантах использовалась одна и та же концепция, а именно: тепловой спектр нейтронов, низкообогащённое топливо, активная зона komponуется из отдельных, независимых друг от друга модулей, содержащих тепловые трубы, тепловыделяющие элементы и термофотопреобразователи. Система отвода неиспользованного тепла рассматривалась в двух вариантах: общая для всех модулей и автономная для каждого модуля.

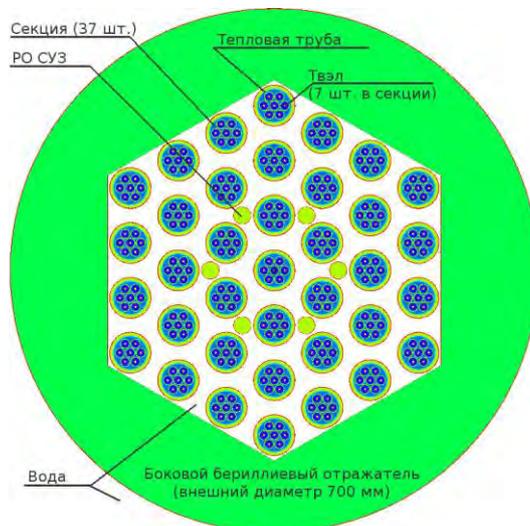


Рис. 1. Поперечное сечение активной зоны

Охлаждение модулей активной зоны

Первый вариант установки рассчитан на тепловую мощность 100 кВт. Топливо – диоксид урана с обогащением 19,75 %. Активная зона составлена из 37 модулей, в каждом из которых помещено по 7 тепловыделяющих элементов, расположенных внутри тепловой трубы, изготовленной из тугоплавкого металла, например, сплава NbZr. Диаметр трубы 46 мм, толщина стенки 1,5 мм. Оболочки тепловыделяющих элементов предполагалось выполнить из молибдена диаметром 13 мм. На наружной поверхности оболочки ТВЭЛ и на внутренней поверхности тепловой трубы выполнены продольные канавки, представляющие собой капиллярную структуру для лития. Корпус модуля – чехол с наружным диаметром около 60 мм выполнен из циркониевого сплава Э110. В пространстве между тепловой трубой и чехлом помещена экрано-вакуумная изоляция из молибденовой или ниобиевой фольги. Поперечное сечение модуля показано на рис. 2. Высота активной части тепловыделяющих элементов 450–500 мм. В качестве теплоносителя тепловой трубы использован литий.

При тепловой мощности установки 100 кВт в модуле выделяется всего 2,7 кВт, а мощность одного тепловыделяющего элемента составляет всего 386 Вт. Радиальные тепловые потоки и перепады температуры во всех элементах модуля очень малы и не представляют тепловых проблем. Проходное сечение для пара в тепловой трубе таково, что осевой удельный тепловой поток всего 2 кВт/см². Для литиевой тепловой трубы с рабочей температурой 1500 К это примерно на порядок величины меньше звукового предела мощности, переносимой тепловой трубой. Скорость пара также мала и нет опасности уноса жидкого теплоносителя с поверхности канавочной капиллярной структуры встречным потоком пара. Выше активной зоны тепловая труба может быть сужена до диаметра около 14 мм, при котором проходное сечение для пара ещё вполне достаточно.

Реакторное излучение отрицательно влияет на работоспособность термофотоэлементов, и они должны быть отнесены от центра активной зоны примерно на два метра. Поэтому общая длина тепловой трубы будет более 3 метров.

Кроме семиэлементного модуля, показанного на рис. 2, рассмотрены ещё несколько вариантов исполнения модулей активной зоны. Нейтронно-физические расчёты показали, что центральный тепловыделяющий элемент в семиэлементном модуле не очень эффективен, и от него можно отказаться. На рис. 3 представлена другая конструкция модуля, содержащая только шесть тепловыделяющих элементов. Количество модулей и компоновка активной зоны оста-

лись прежними. Вместо центрального тепловыделяющего элемента помещена тепловая труба. Оболочки тепловыделяющих элементов не имеют капиллярной структуры, что упрощает их конструкцию и повышает надёжность. Тепловая труба и тепловыделяющие элементы заключены в тугоплавкую оболочку, заполненную жидким литием, передающим тепло к тепловой трубе. Число твэлов в модуле может быть различным, оптимальным оказалось четыре.

Во всех вариантах реакторной установки основные теплофизические задачи, перечисленные во введении, одни и те же. Их рассмотрение проведено на примере первого варианта с шестью твэлами.

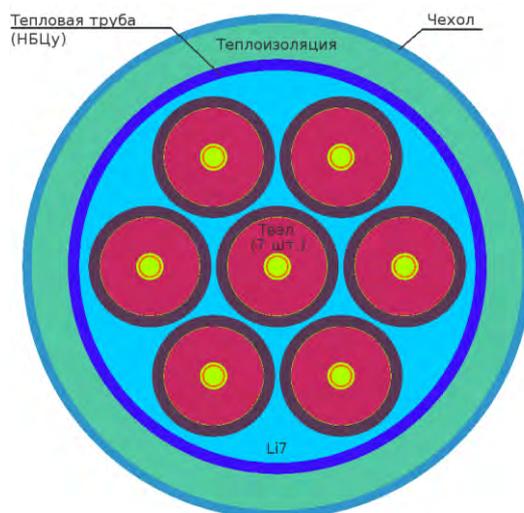


Рис. 2. Первый вариант модуля активной зоны

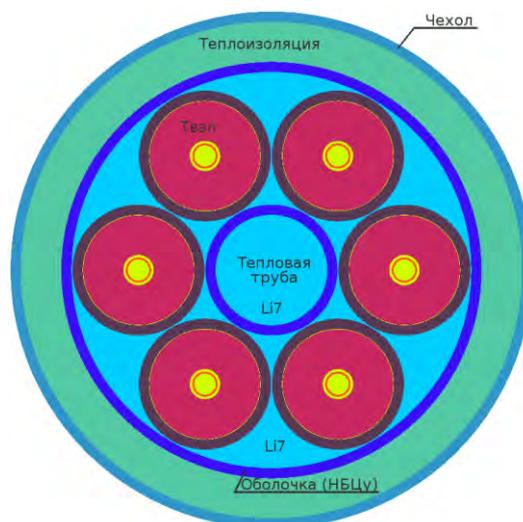


Рис. 3. Шестиэлементный модуль

Теплофизический расчёт модуля с 6-ю тепловыделяющими элементами

Исходные данные для расчёта приведены в таблице.

Расчет температурного поля проводился в среде SolidWorksFlowSimulation. При выполнении расчетов предполагалось, что литий полностью смачивает твэлы и корпус тепловой трубы, то есть имеет место идеальный тепловой контакт между жидкостью и твердым телом. На рис. 4 изображено поле температуры в срединном сечении зоны подвода тепла. Плотность теплового потока на стенке тепловой трубы в зоне подвода тепла составляет $0,147 \text{ МВт/м}^2$. Максимальная температура в топливе – $1255 \text{ }^\circ\text{C}$. Таким образом, максимальный перепад температуры между топливом и паром лития в тепловой трубе равен $55 \text{ }^\circ\text{C}$. Температура внешней поверхности оболочки – $1228 \text{ }^\circ\text{C}$.

Исходные данные для расчета

Параметр	Значение
Количество тепловыделяющих элементов	6
Мощность тепловыделяющего элемента, кВт	0,45
Тепловая мощность модуля, кВт	2,7
Температура пара в тепловой трубе, °С	1200
Топливная композиция UO_2 с обогащением	19,75 %
Объемное энерговыделение в топливе, МВт/м ³	10,5
Диаметр твэла ($D \times \delta$), мм	13×1
Диаметр тепловой трубы ($D \times \delta$), мм	13×1
Диаметр оболочки ($D \times \delta$), мм	41,5×1
Рабочая жидкость тепловой трубы	Li-7
Жидкость между твэлами	Li-7
Высота активной зоны, мм	450
Конструкционный материал	Сплав МЧВП

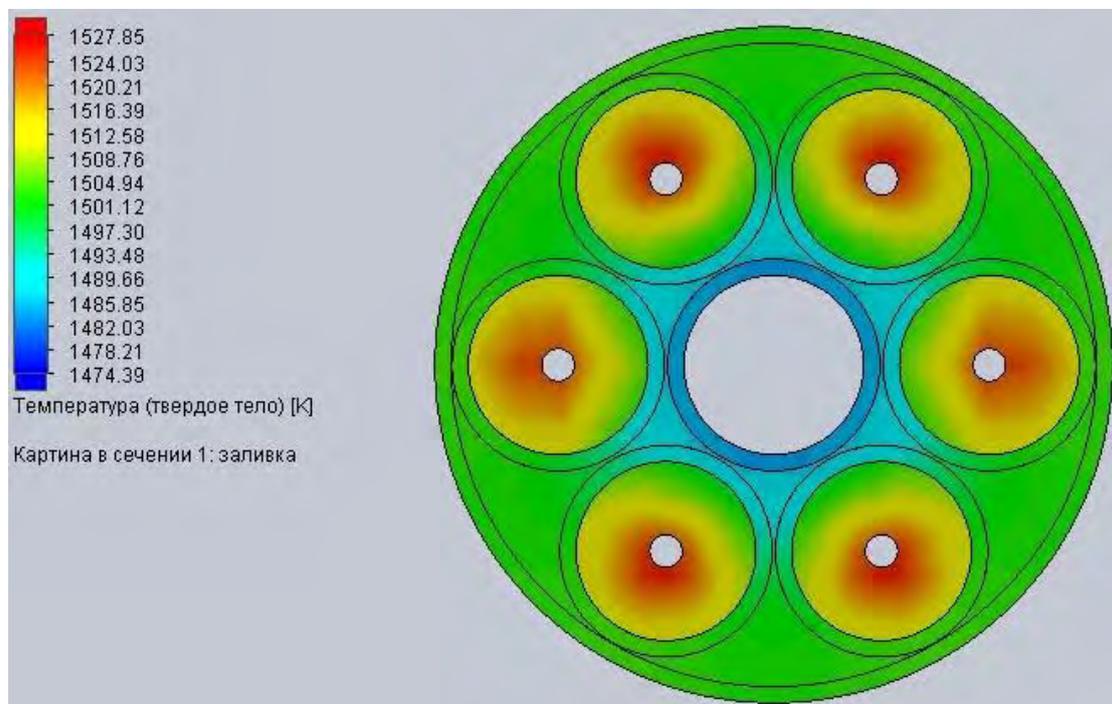


Рис. 4. Поле температуры в среднем сечении модуля

Для снижения потерь тепла с оболочки, внутри которой находятся твэлы, на корпус электрогенерирующего модуля, охлаждаемого водой, используется экранно-вакуумная теплоизоляция. В качестве экранов используются цилиндры, свернутые из ниобиевой фольги толщиной 0,1 мм. Экраны располагаются с шагом 0,4 мм, количество экранов – 9. Дистанционирование экранов осуществляется с помощью выполненных на них пуклевок.

Интегральная степень черноты ниобия $\varepsilon_{Nb} = 0,19$, молибдена $\varepsilon_{Mo} = 0,166$ и полированной нержавеющей стали $\varepsilon_{steel} = 0,155$. Температуры оболочки и охлаждающей корпус воды при расчетах приняты равными 1200 °С и 60 °С. Распределение температуры по экранам, полученное в результате численного решения системы уравнений, приведено на рис. 5. Тепловой поток через экраны по высоте активной зоны составляет 176 Вт. Таким образом, прямые тепловые потери в активной зоне не превышают 7 % мощности, переносимой тепловой трубой. Разумеется, что транспортная зона тепловой трубы длиной около 2 метров также теплоизолирована. Поскольку радиальный кольцевой зазор между тепловой трубой и чехлом модуля значительно больше, чем в активной зоне, то здесь размещается большее число экранов и потери тепла с единицы поверхности транспортной зоны тепловой трубы, соответственно, меньше.

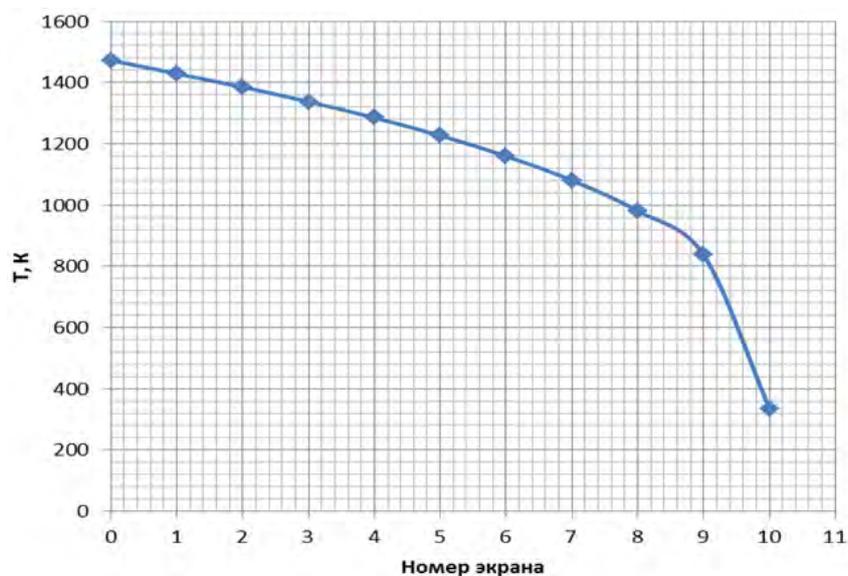


Рис. 6. Распределение температуры в теплоизоляции

Охлаждение преобразователей энергии

В зоне конденсации тепловой трубы тепло излучается на термофотоэлектрические преобразователи, расположенные вокруг неё с радиальным зазором около 5 мм. При температуре 1500 К абсолютно чёрное тело излучает более 28 Вт с квадратного сантиметра. При степени черноты 0,9 тепловой поток будет около 25 Вт/см². Чтобы сбросить 2,7 кВт тепла излучатель должен иметь длину около 400 мм при диаметре 20 мм. Для получения указанной степени черноты излучающая часть тепловой трубы должна иметь специальное покрытие. Это может быть карбид кремния SiC или смешанный оксид NiOMgO. При расположении фотопреобразователей на диаметре 30 мм падающий на них тепловой поток будет около 17 Вт/см². Современные термофотопреобразователи позволяют получать электрическую мощность 1–2 Вт/см². Коэффициент полезного действия этих преобразователей при температуре 1500 К составляет 10–20 %. Даже при наименьшем значении КПД падающий на преобразователи тепловой поток удовлетворяет их потребность. Однако, как уже говорилось, температура фотопреобразователей должна быть около 50 °С, а конечным поглотителем тепла должен быть атмосферный воздух.

Эта задача представляется одной из наиболее сложных, поскольку требуется сбрасывать достаточно большое количество тепла при малой разности температур источника и поглотителя. Тепло необходимо сбрасывать пассивными средствами, без применения принудительной циркуляции хладагента. Фотопреобразователи располагаются на медной подложке толщиной около 2 мм, вставленной в корпус модуля из сплава Э110 толщиной 1 мм. При идеальном тепловом контакте перепад температуры на стенке составит 5–7 градусов. Способ отвода тепла от корпуса модуля к конечному поглотителю в настоящее время ещё не выбран.

Заключение

Выполненная концептуальная проработка реакторной установки РИФМА с тепловой мощностью от 100 кВт до 1 МВт представляется реализуемой. При конструкторской разработке конкретного проекта установки потребуются особое внимание на систему сброса неиспользованного тепла. Следует заметить, что эта же система сброса тепла будет использоваться и при аварийном охлаждении установки, когда преобразователи энергии полностью или частично не работают.

Список литературы

1. Патент РФ 2650885, МПК G21C1/02. Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны / Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А. 2018.
2. Патент GB785886, МПКF22D1/26, G11B15/26, G21C15/02. Improvments in orrelating to Nuclear Reactors / Ritz H.L. 1957.
3. Патент GB1149946, МПК G21C15/02, G21C3/322/ Nuclear Reactor / Fiebelmann P. 1969.

4. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Ягодкин И.В. Физические основы тепловых труб. – М.: Атомиздат, 1978.
5. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Чулков Б.А., Ягодкин И.В. Технологические основы тепловых труб. – М.: Атомиздат, 1980.
6. Loginov N.I. Development experience for experimental reactor facility cooled with evaporating liquid metals / Intern. Conf. on Fast Nuclear Reactors and Related Fuel Cycles, FR-17. Yekaterinburg, 2017.
7. El-Genk M.S., Tournier J.-M.E. “SAIRS” – Scalable AMTEC Integrated Reactor Space Power System // Progress in Nuclear Energy. – 2004. – V. 45. – N 1. – P. 25–59.
8. Andreev V.M. An overview of TPV cell technologies // AIP Conference Proceedings. – AIP. – 2003. – V. 653. – N 1. – P. 289–304.
9. Bauer T. Thermophotovoltaics: basic principles and critical aspects of system design // Springer Science & Business Media. – 2011.

Конференции как инструмент сохранения знаний научной школы теплофизики ФЭИ

Верещагина Т. Н.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, vtn@ippe.ru

Аннотация

Представлен обзор теплофизических конференций, проведенных в Физико-энергетическом институте. Приведены статистические данные по количеству и составу участников, по публикациям тезисов и докладов. Показано, что научно-технические конференции помогают решать, по крайней мере, четыре задачи управления знаниями: сохранение существующих знаний, сокращение утраты знаний вследствие ухода специалистов, создание условий для обмена знаниями и повышение степени доступности знаний. Сделан вывод о том, что конференции, являясь составной частью деятельности научной школы, играют важную роль в решении главной задачи управления знаниями — построить мост между теми, кому необходимы знания, и теми, у кого они есть.

Ключевые слова: научная школа, теплофизика, конференции, сохранение знаний.

Введение

За последние 10–15 лет одной из приоритетных задач в деятельности государств – членов МАГАТЭ стала задача управления ядерными знаниями [1]. В основе управления знаниями лежит умение суммировать и упорядочивать свой опыт, определять источники пополнения знаний, упорядочивать знания таким образом, чтобы их можно было использовать впоследствии, желательно многократно.

Основные задачи организации в области управления знаниями, следующие [2]:

- поощрять созидание новых знаний и инноваций;
- снижать издержки создания новых знаний;
- сохранять существующие знания;
- сокращать утрату знаний вследствие ухода специалистов;
- создавать условия для взаимодействия, обмена знаниями в целях совершенствования навыков и компетенций сотрудников;
- повышать производительность – делать знание доступным;
- помогать работникам совершать правильные действия.

Проведение научно-технических конференций является важной составной частью деятельности научной школы. В докладе на примере теплофизических конференций Физико-энергетического института показано, что научно-технические конференции помогают решать, по крайней мере, четыре задачи управления знаниями: сохранение существующих знаний, сокращение утраты знаний вследствие ухода специалистов, создание условий для обмена знаниями и повышение степени доступности знаний.

Источником информации послужили опубликованные в открытой печати отчеты, материалы и сохранившиеся программы теплофизических конференций, проводившихся в ФЭИ с 1955 по 2016 гг. Перечень этих конференций представлен в [3, 4].

Приведенные ниже данные о количестве участников получены из 16 отчетов о конференциях. Данные о количестве докладов, представленных организациям на конференциях, получены из программ и сборников тезисов. До 1990 года в сборниках не указывалась аффилиация авторов, поэтому сведения об участии организаций в конференциях приведены начиная с 1990 года.

В заключение статьи сделан вывод о роли научно-технических конференций в сохранении знаний научной школы теплофизики Физико-энергетического института.

Тематика конференций

Регулярное проведение конференций является важной составной частью деятельности научной школы теплофизики Физико-энергетического института.

Первая «Всесоюзная научно-техническая конференция по использованию жидких металлов в качестве теплоносителей» была проведена в Лаборатории В, правопреемником которой является Физико-энергетический институт, в 1955 году, через год после образования теплотехнического отдела, возглавляемого В.И. Субботиным. С тех пор было проведено еще 40 крупных научно-технических мероприятий с различным статусом: от отраслевого научно-технического семинара до международной конференции.

Первые конференции проводились по отдельным наиболее актуальным в текущий момент проблемам: изучение свойств и освоение технологии жидких металлов (1955, 1962, 1972 гг.); проблемы использования воды как теплоносителя ЯЭУ – кипение, кризис теплообмена, проблемы теплообмена в двухфазных теплоносителях (1970, 1976, 1977 гг.). Были проведены конференции по приборам и методам теплофизических измерений (1980, 1986, 1996 гг.); конференции по теплофизическим исследованиям для космоса (1978, 1984 гг.); по статистическим методам исследования и влиянию отклонений физических параметров на точность расчетов (1983, 1985 гг.). Конференция 1979 года была посвящена тепловым трубам, на конференции 1982 года рассмотрены проблемы гидродинамики и вибрации оборудования ЯЭУ. Во времена перестройки были проведены две конференции, посвященные конверсии – применению имеющихся знаний и технологий в неядерных отраслях промышленности (1991, 1994 гг.). В 2001, 2003 гг. прошли конференции по численным методам расчета – теплогидравлическим кодам. Авария на Чернобыльской АЭС способствовала повышению внимания к вопросам безопасности, которые нашли отражение в тематике 9 теплофизических конференций, проведенных после 1990 года. С 2010 по 2016 гг. конференции проводились ежегодно, и тематика каждой из них включала практически весь спектр вопросов, касающихся проблем теплофизики и безопасности ЯЭУ, независимо от типа теплоносителя и назначения реакторных установок. На рис. 1 показано количество конференций, проведенных по различным тематикам.

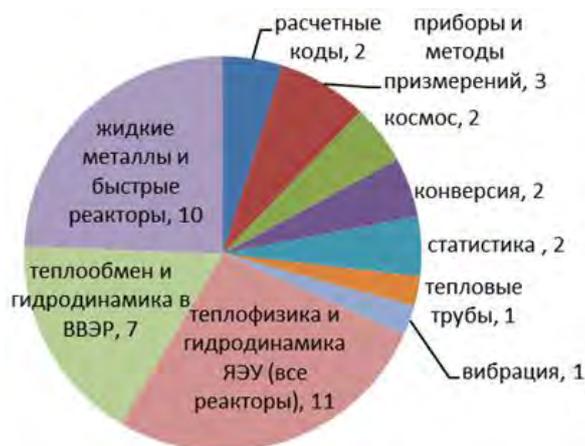


Рис. 1. Тематика конференций, отражающая направления исследований научной школы теплофизики

На диаграмме видно, что тематика большей части конференций охватывала вопросы теплофизики и гидродинамики применительно ко всем типам реакторов (11 конференций). Немного меньше, 10 конференций, были посвящены проблемам освоения и использования жидких металлов в качестве теплоносителей ЯЭУ и теплофизическим проблемам реакторов на быстрых нейтронах. Шесть конференций были посвящены теплофизическим проблемам водо-водяных реакторов. Количество конференций по каждому из остальных узкоспециальных вопросов невелико.

Труды конференций — результат формализации и сохранения знаний

Большая часть знаний, являясь продуктом личного опыта специалиста, отражает его навыки, убеждения, моральные ценности и взгляды. Такие знания называют неявными или неформализованными, они неотделимы от человека – носителя знаний, «хранятся в головах» работников [1, 2]. Одной из подзадач сохранения существующих знаний является их формализация, то есть перенос неявных знаний на материальный носитель. Решению этой задачи способствует публикация материалов конференций, поскольку одна из задач конференции – это издание сборников докладов и тезисов, то есть, по существу, формализация знаний. Собственно,

организаторы конференции только издают, то есть сохраняют и делают доступными эти знания, а формализацией знаний занимаются авторы докладов в процессе подготовки докладов и тезисов. Естественно, каждый автор стремится представить в докладе свои наиболее значимые и актуальные научные результаты. Поскольку труды конференций издаются достаточно оперативно, то в результате на материальных носителях сохраняются актуальные результаты исследований по тематике конференции.

Не все материалы теплофизических конференций ФЭИ опубликованы в открытой печати. Из тех, что были опубликованы, автору удалось найти 21 сборник докладов, 21 сборник тезисов и 14 программ конференций. Выходные данные использованных трудов конференций приведены в Приложении. До 2005 года издавались или только доклады, или только тезисы. В сборниках докладов, в связи с ограничением объема, часто содержатся только избранные статьи. С 2007 года издавались и тезисы, и доклады, причем сборники докладов выпускались также в электронном виде на компакт-дисках. Все эти материалы имеют ценность в качестве источника явных (формализованных) знаний для специалистов, работающих в соответствующих областях. Этот материал дает представление не только о сегодняшнем состоянии исследований, но и об их развитии более чем за 60 лет.

В сборниках, изданных по результатам конференций, содержится 1155 докладов и 1747 тезисов. Общий объем изданных сборников составляет более 15 тысяч страниц (10731 страницы в сборниках докладов и 4303 страниц в сборниках тезисов, см. таблицу в Приложении). На рис. 2 приведено количество опубликованных в открытой печати докладов и тезисов докладов, и на рис. 3 – их объем. Материалы сохранившихся программ конференций позволяют сказать, что в период с 1990 по 2016 год на конференциях заслушивалось от 48 до 130 докладов.

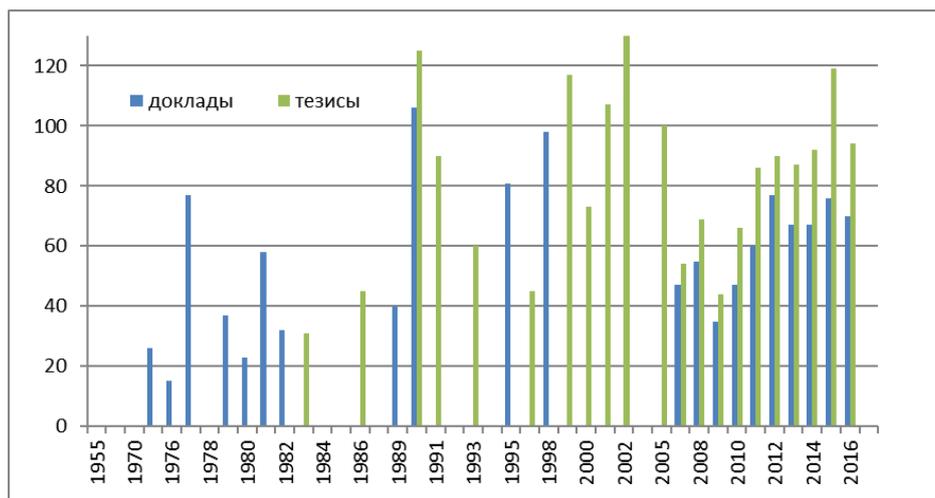


Рис. 2. Количество опубликованных докладов и тезисов конференций

Рекорд по количеству сделанных докладов и опубликованных тезисов принадлежит Российской межотраслевой конференции «Тепломассообмен и свойства жидких металлов» 2002 года, на которой было заслушано 130 докладов.

Наибольший объем имеет трёхтомный сборник трудов Международной конференции по теплофизическим аспектам безопасности ВВЭР 1998 года, содержащий 106 докладов общим объемом 915 страниц.

По материалам конференций можно проследить представительство отдельных организаций¹. Так, большая часть статей (56,8 %) в сборниках (докладов или тезисов) всех конференций, представлена от ФЭИ, что естественно для принимающей стороны.

Представляет интерес доля работ ФЭИ по отдельным тематикам конференций. Так, среднее количество статей с участием работников ФЭИ на конференциях, посвященных водоохлаждаемым реакторам (см. рис. 4), составляет около 43 % (с учетом сборника 1976 года, состоящего, по не известной автору причине, исключительно из докладов ФЭИ). В трудах конференций по тематике жидких металлов и теплофизическим проблемам реакторов на быстрых

¹ Здесь и далее доклад считаем представленным от организации, если хотя бы один из авторов указал ее в качестве своего места работы.

нейтронах доля ФЭИ заметно выше и составляет почти 70 % (67,7 %) (рис. 5). Действительно, на всех конференциях по этой тематике (кроме конференции 2002 года, принявшей рекордное число гостей) доля докладов ФЭИ выше 60 %. Доля авторов ФЭИ в конференциях с тематикой, охватывающей все виды реакторов, ожидаемо оказалась средней между предыдущими величинами и составляет 50 % (рис. 6).

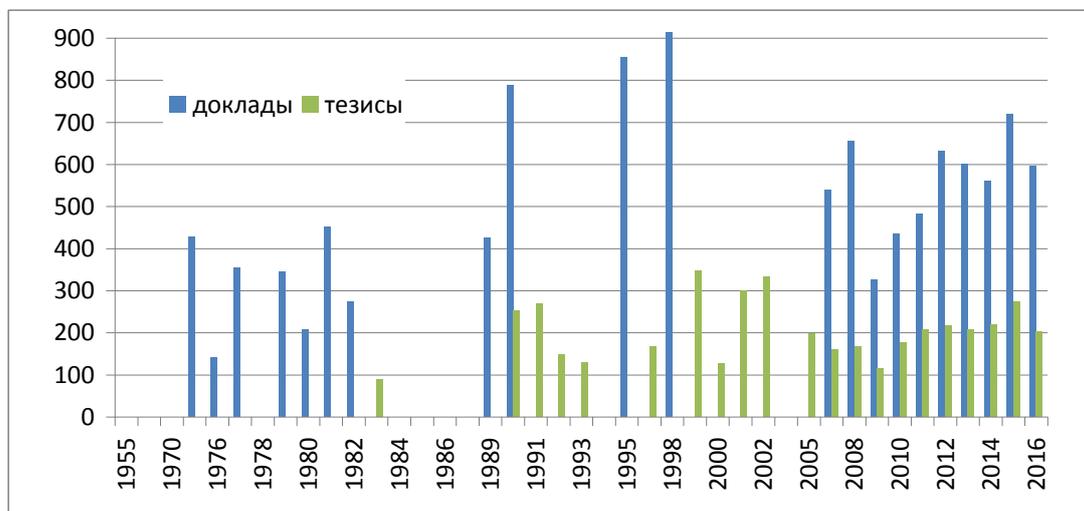


Рис. 3. Объем сборников трудов конференций (в страницах)

Приведенные данные свидетельствуют о том, что компетенции работников ФЭИ в области теплофизики жидкометаллических теплоносителей и реакторов на быстрых нейтронах заметно выше, чем в области водоохлаждаемых реакторов. Этот результат закономерен, поскольку именно ФЭИ принадлежит заслуга освоения жидких металлов в качестве теплоносителей ЯЭУ. Разработки реакторов на быстрых нейтронах также велись в основном в ФЭИ. Если посмотреть на рис. 5 более внимательно, то можно увидеть общую тенденцию к снижению доли докладов ФЭИ, что говорит о расширении числа организаций, проводящих работы в области теплофизических исследований свойств жидких металлов и реакторов с жидкометаллическими теплоносителями.

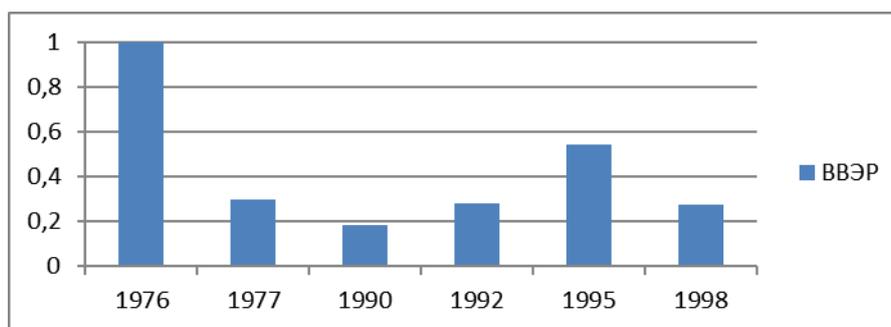


Рис. 4. Доля статей ФЭИ в трудах конференций по тематике водо-водяных реакторов

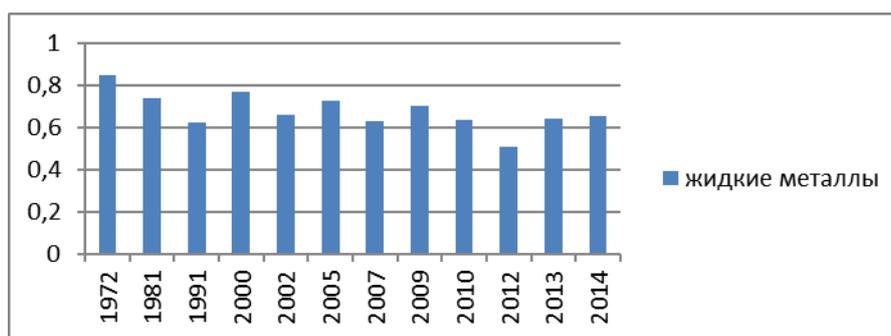


Рис. 5. Доля докладов ФЭИ в трудах по тематике «Жидкие металлы и быстрые реакторы»

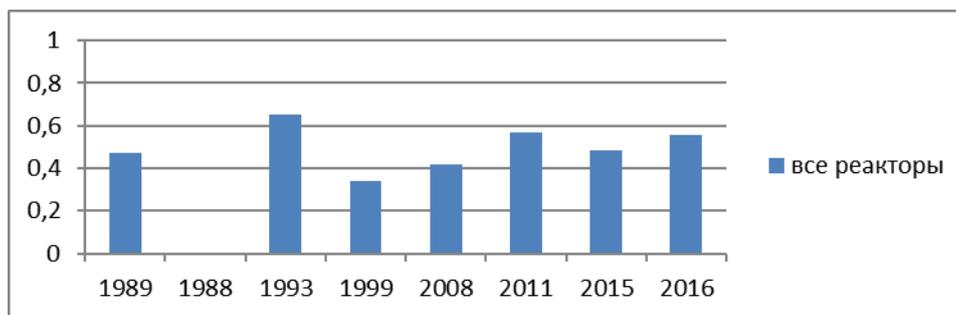


Рис. 6. Доля статей ФЭИ в трудах конференций по тематике «Все реакторы»

Таким образом, общим вкладом проведенных конференций в решение задачи формализации и сохранения знаний стала публикация более тысячи докладов общим объемом почти 15000 страниц. Результаты работы членов научной школы теплофизики ФЭИ составляют более трети этого объема. Таким образом, несмотря на уход специалистов, новые члены научной школы могут использовать знания своих предшественников в научных исследованиях и разработках. Кроме того, труды конференций дают представление о состоянии исследований по отдельным направлениям и об их развитии.

Следовательно, публикация докладов конференций позволяет формализовать и сохранять существующие знания, сокращать их утрату при уходе специалистов и таким образом снижать издержки создания новых знаний.

Обмен знаниями

Итогом участия в конференции является не только публикация тезисов или докладов. Другая задача в области управления знаниями, которую помогают решать научно-технические конференции – это создание условий для взаимодействия и обмена знаниями.

Обычно от момента публикации научной работы в периодической научной литературе до появления ссылок на нее (положительных, отрицательных или дискуссионных) проходит длительное время, и только через 2–3 года автор может увидеть оценку своей печатной работы.

Поэтому одним из наиболее важных результатов участия в конференции следует считать возможность непосредственно представить научному сообществу результаты своих исследований, оперативно увидеть реакцию специалистов, услышать вопросы, принять участие в дискуссиях, которые дают пищу к размышлениям над новыми задачами и часто наталкивают на их решение. Таким образом, конференции – это действительно возможность взаимодействия и обмена знаниями большого количества специалистов. Можно говорить о том, что за всю историю теплофизических конференций (с учетом неопубликованных в открытой печати работ) было заслушано около 2000 научных сообщений. Это значит, что 2000 результатов научных исследований были услышаны, обсуждены, приняты во внимание участниками конференции.

Количество участников конференций составляло от 100 до 300 человек (рис. 7). Количество организаций, принявших участие в конференции, колеблется от 18 до 43 (рис. 8). Самым представительным был Международный семинар «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (1990 г.), в котором участвовало 300 представителей из 43 организаций. К сожалению, не все конференции предоставляли данные об участниках, поэтому сложно говорить о периоде до 1990 года. В конференциях же последних 15 лет стабильно участвовало от 100 до 200 представителей из 20–25 организаций.

Таким образом, 200 специалистов из 20–25 организаций регулярно имели возможность непосредственно обмениваться знаниями, а также получить оценку своих научных результатов.

Состав участников конференций постоянно пополняется молодежью, которая приобретает опыт выступлений, навык отстаивания своей научной позиции, узнает о результатах исследований в смежных организациях и через несколько лет вливается в состав опытных специалистов. Кроме того, для молодежи участие в конференциях – это возможность получать и оттачивать навыки публичных выступлений.

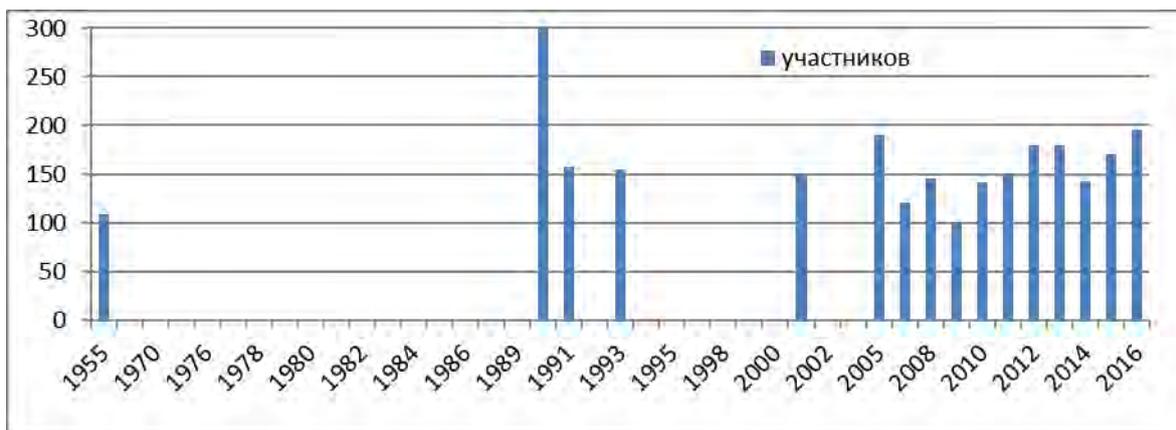


Рис. 7. Количество участников конференций

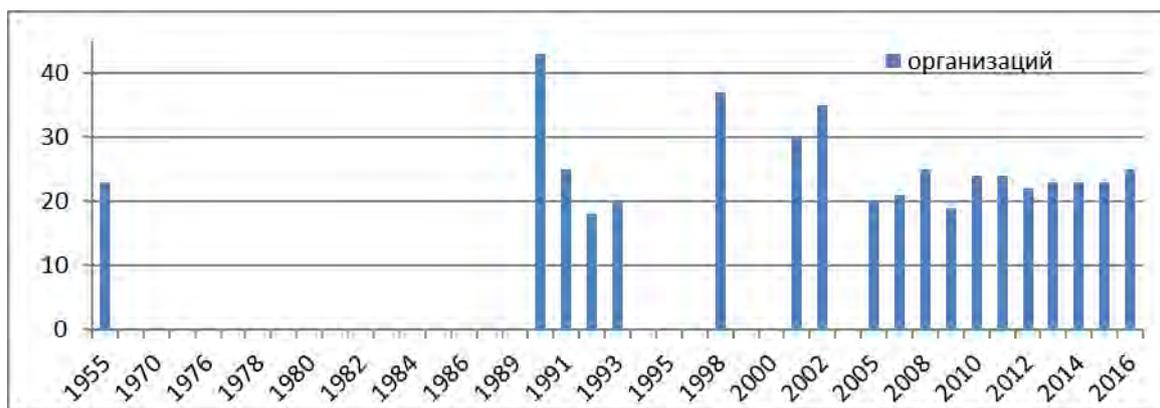


Рис. 8. Количество организаций – участниц конференций

Чтобы представить круг общения специалистов, рассмотрим состав организаций, принимавших участие в конференциях. На рис. 9 приведены данные по количеству докладов, представленных от гостей конференций. Видно, что до 2009 года большую часть докладов представляли организации атомной отрасли. Чуть меньше докладов представляли организации Академии наук и ВУЗы. Однако, с 2010 года количество докладов, представленных специалистами ВУЗов, стало расти и даже превысило число докладов отраслевых организаций. Возможно, это связано с государственным стимулированием вузовской науки. В 1990 и 1998 годах на международных конференциях было достаточно большое представительство докладов от зарубежных организаций (как ближнего, так и дальнего зарубежья). Можно проследить и количество докладов каждой из организаций, представители которых постоянно участвуют в конференциях.

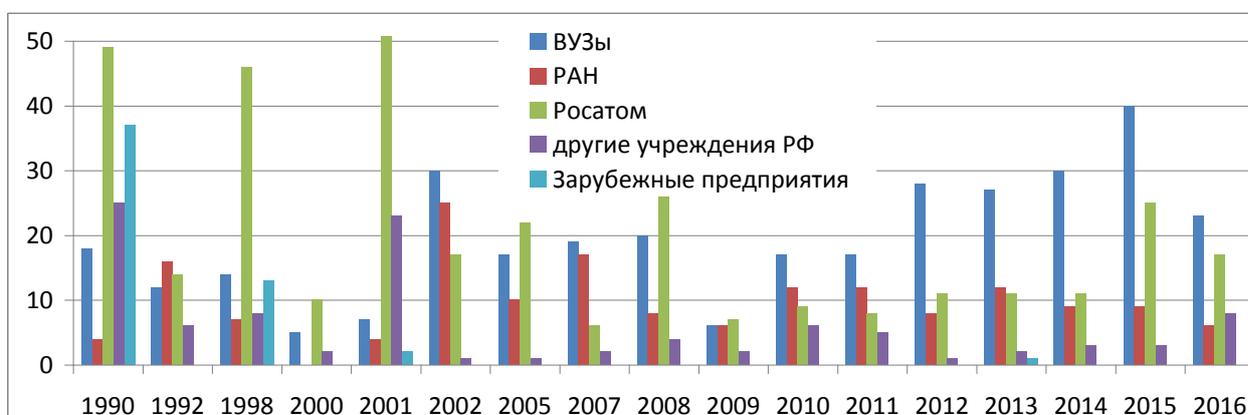


Рис. 9. Количество докладов, представленных гостями конференций

На рис. 10 приведены данные по количеству докладов ВУЗов, наиболее активно участвующих в конференциях. До 2007 года лидером был Нижегородский технический университет им. Р.Е. Алексеева, а в последние годы высокую активность проявляют МИФИ, ИАТЭ и МЭИ.

Следует отметить и высокую активность Кабардино-Балкарского государственного университета, участвующего в конференциях, несмотря на географическую удаленность от Обнинска.

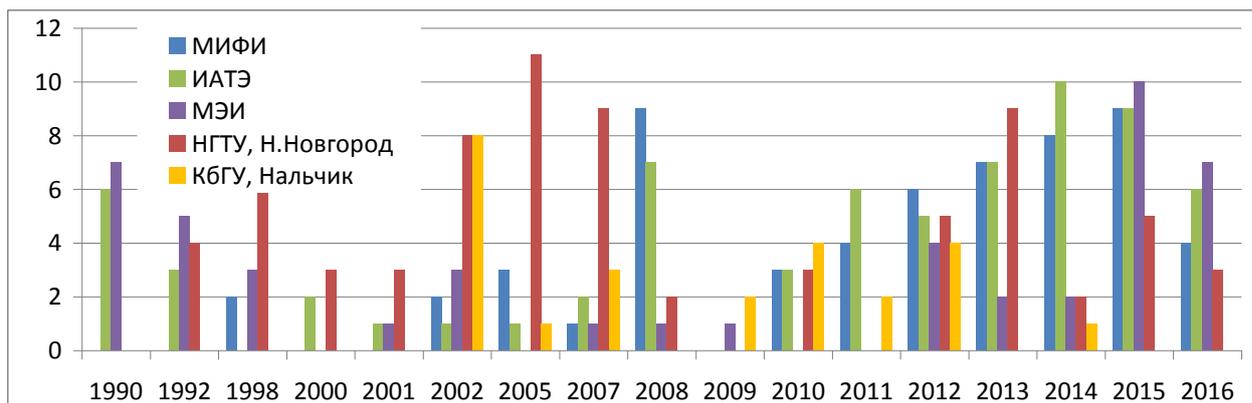


Рис. 10. Количество докладов, представленных от некоторых ВУЗов

Среди организаций атомной отрасли, наиболее активно участвуют в теплофизических конференциях АО «НИКИЭТ», ОКБ «Гидропресс» и АО «ОКБМ Африкантов» (рис. 11). Причем, активность НИКИЭТа с 2010 года снижалась, в то время как ОКБМ Африкантов и ОКБ «Гидропресс» продолжают принимать наиболее активное участие в конференциях.

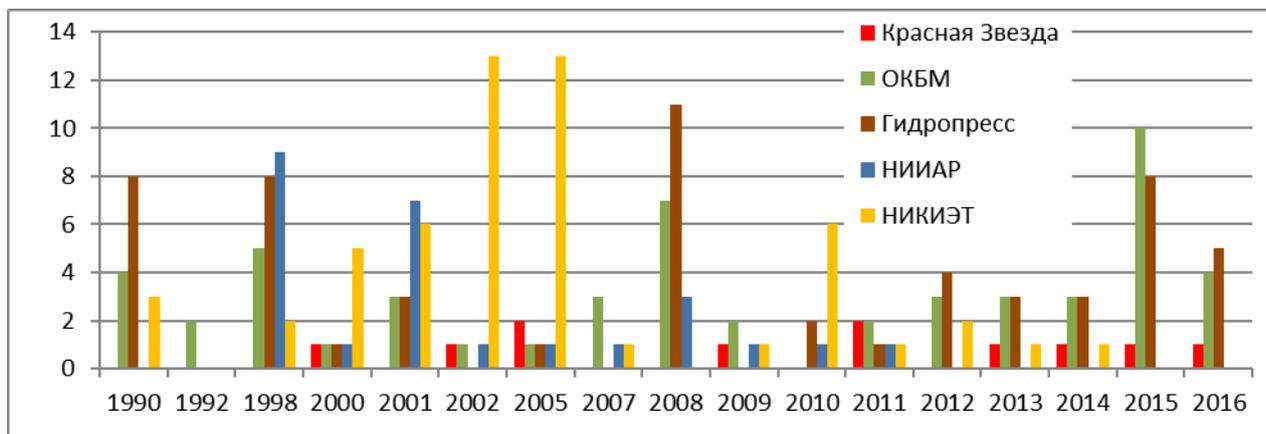


Рис. 11. Количество докладов, представленных от некоторых организаций Госкорпорации «Росатом»

Среди академических институтов традиционно участвуют в конференциях ОИВТ РАН, ИБРАЭ РАН и Институт Теплофизики СО РАН. Причем ИБРАЭ (совместно с Новосибирским филиалом) в 2011–15 гг. вернул свои лидирующие позиции, имевшие место в 1992 году.

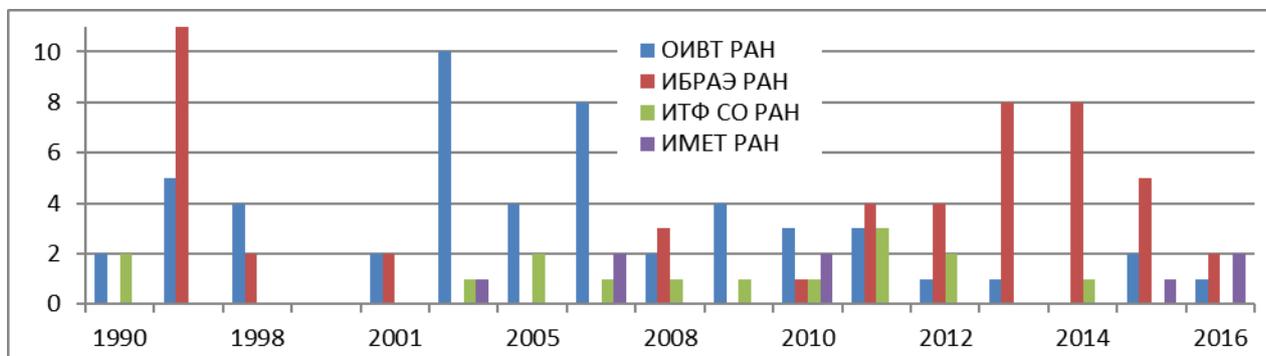


Рис. 12. Количество докладов, представленных от некоторых организаций РАН

Из приведенной выше инфографики видно, что теплофизические конференции дают большому количеству специалистов, представляющих самые различные организации, уникальную возможность для обмена знаниями и широкой апробации результатов исследований.

Оформление трудов конференций

Представляет интерес эволюция оформления трудов конференций. Сборники трудов конференций 1972 и 1983 гг. вышли без художественного оформления обложки (рис. 13).

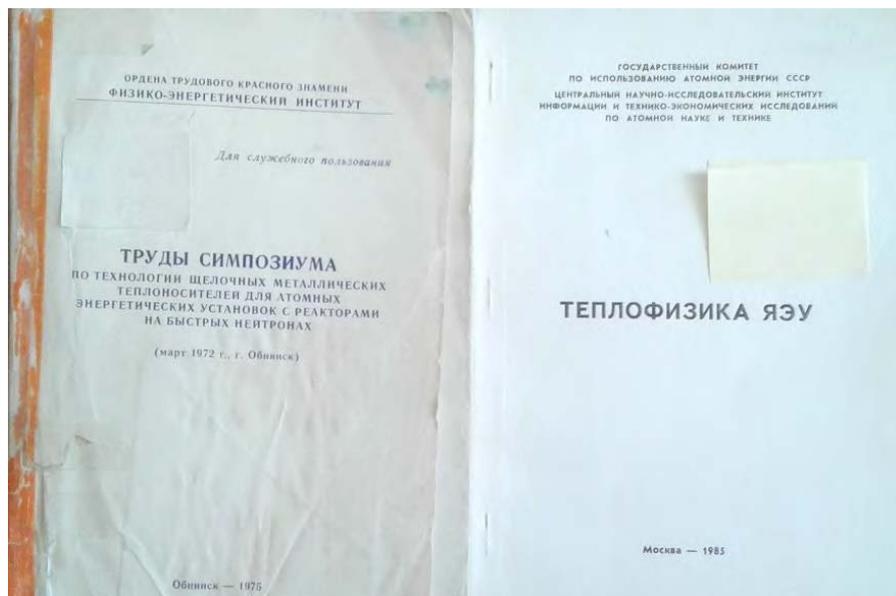


Рис. 13. Сборники докладов Симпозиума 1972 года и тезисов 1983 года

Сборник трудов межотраслевой конференции 1976 года был издан ВИМИ под заголовком «Теплофизические исследования». Оформление обложки этого сборника стало основой для сборников следующих пяти конференций (1977–1982 гг.), что можно увидеть на рис. 14.



Рис. 14. Сборники трудов 1976–1982 гг.

Затем последовала серия сборников с зелено-голубыми обложками и эмблемой в виде совмещенных букв Т и Ф, заключенных в шестигранник, символизирующей тепловыделяющую сборку (рис. 15).



Рис. 15. Сборники трудов конференций с первой эмблемой (1989–1993 гг.)

На сборнике 1995-го года эмблема немного изменилась, и приобрела очертания, ставшие традиционными на многие годы (рис. 16), за исключением сборников 1996 и 2000 годов, представленных на рис. 17.



Рис. 16. Труды конференций 1995– 1999 гг.

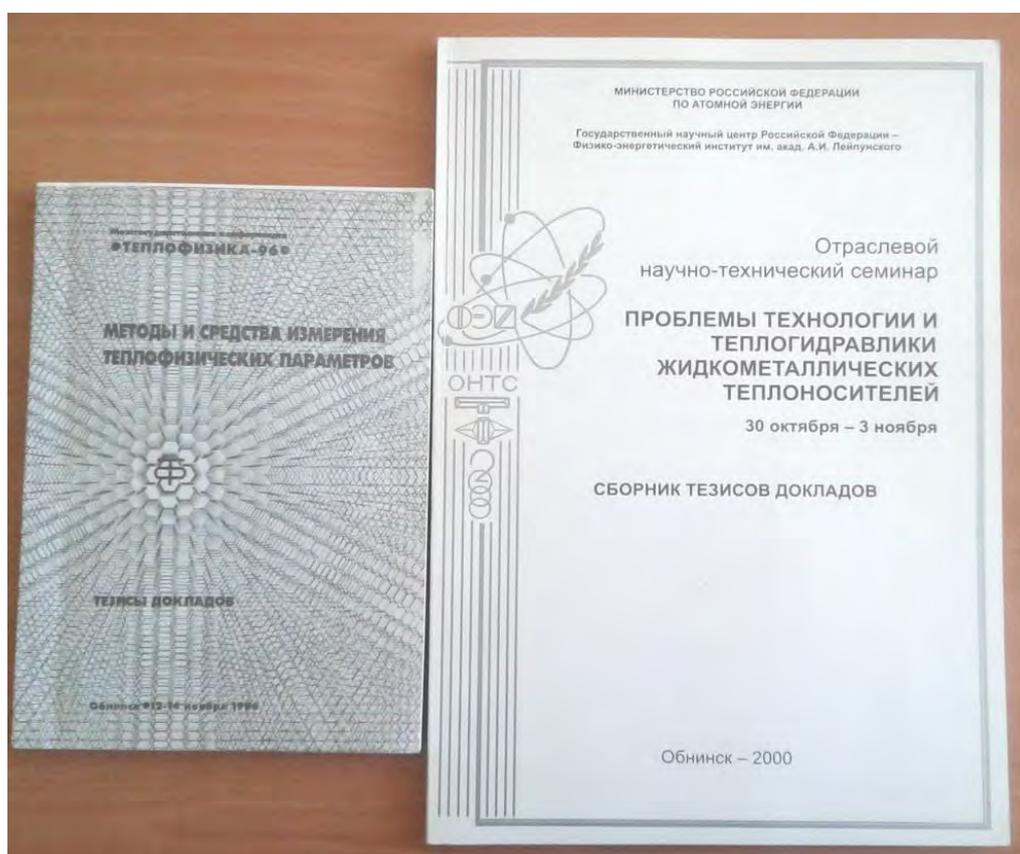


Рис. 17. Сборники тезисов 1996 и 2000 гг.

Далее художественное оформление обложек сборников постепенно усложнялось в соответствии с ростом технических возможностей. Эволюцию оформления сборников в 21 веке можно проследить на рис. 18–20.



Рис. 18. Оформление трудов конференций 2002, 2005 гг.

В 2012 году два отделения ФЭИ объединились в Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ). ИЯРиТ проводил теплофизические конференции в составе форума «Теплофизика – Нейтроника» в течение четырех лет (2012–2015 гг.), пока снова не разделился на отделения. С 2016 года конференцию проводит Отделение теплофизики (рис. 22).

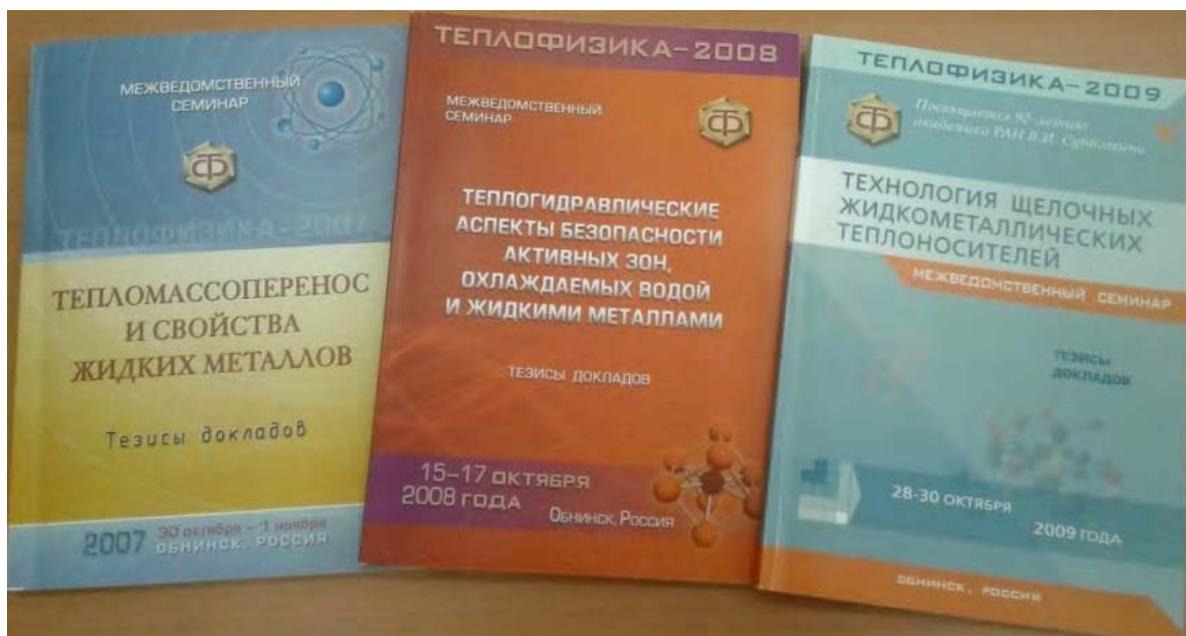


Рис. 19. Оформление трудов конференций 2007–2009 гг.



Рис. 20. Сборники тезисов докладов конференций 2010–2012 гг.



Рис. 21. Труды конференций, проходивших в составе Форума (2013–2015 гг.)

Переход на электронные издания начался в 2007 году, когда на бумажном носителе сборники докладов стали выпускаться ограниченным тиражом. Практически все последующие сборники докладов были выпущены на компакт-дисках. При этом сборники тезисов продолжали издаваться на бумаге для удобства участников конференции.

В таблице ниже приведены выходные данные сборников трудов, изданных в открытой печати. Сборник докладов конференции 1976 года был выпущен Всесоюзным научно-исследовательским институтом межотраслевой информации (ВИМИ), а сборник тезисов 1983 года – ЦНИИАтоминформ. Все остальные сборники были выпущены отделом научно-технической информации ФЭИ.



Рис. 22. Труды конференции 2016 года

Заключение и выводы

Выполнен анализ тематики, приведена статистика участия организаций и представлены данные по публикациям теплофизических конференций, проведенных Физико-энергетическим институтом.

На примере теплофизических конференций ФЭИ показано, что научно-технические мероприятия способствуют решению следующих основных задач в области управления знаниями:

- формализация и сохранение существующих знаний;
- создание условий для взаимодействия, обмена знаниями;
- снижение риска утраты знаний вследствие ухода специалистов;
- снижение издержек создания новых знаний.

Конференции способствуют решению главной задачи управления знаниями – построить мост между теми, кому необходимы знания, и теми, у кого они есть.

Регулярное проведение конференций является важной составной частью деятельности научной школы теплофизики Физико-энергетического института.

Список литературы

1. The Impact of Knowledge Management Practices on NPP Organizational Performance — Results of a Global Survey [Text] // IAEA-TECDOC-1711. – 2013. – 131 с.
2. Верещагина Т.Н. О сохранении знаний в организациях атомной отрасли // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. – 2014. – С. 136–148.
3. Теплофизические конференции, проведенные Физико-энергетическим институтом. Эл. ресурс. <https://www.ippe.ru/thermal-physics/history>
4. Теплофизические конференции, проведенные Физико-энергетическим институтом // Сборник тезисов докладов на научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2015)» – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. – 2015. – С. 269–272.

ПЕРЕЧЕНЬ ТРУДОВ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ КОНФЕРЕНЦИЙ

Год проведения	Название издания	Редакторы	Кол-во		Год издания
			статей	страниц	
Сборники тезисов					
1983	Теплофизика ЯЭУ: Тез. докл. межотрасл. конф. «Исследования гидродинамики и теплообмена в элементах ЯЭУ. Статистические методы»	Кириллов П.Л., Бобков В.П., Ивашкевич А.А., Кирова Т.С., Саванин Н.К., Хрущева Е.Н.	31	89	1985
1990	Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР : Тезисы докл. междунар. семинара «Теплофизика-90»	Кириллов П.Л., Пометько Р.С., Шарьпин В.И., отв. секретарь Каптурова Р.И.	125	253	1990
1991	Использование жидких металлов в народном хозяйстве : Тез. докл. межотрасл. конф. «Теплофизика-91»	Козлов Ф.А., Кузнецова Р.И., тех. ред. Герасимова Н.П.	90	268	1993
1992	Проблемы тепломассообмена при тяжелых авариях и безопасность ВВЭР : Тезисы докл. межведомств. конф. «Теплофизика-92»	Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Ефанов А.Д., Шаньгин Н.Н., отв. секретарь Ковалева В.В.	68	148	1993
1993	Теплогидравлические и физико-химические процессы переноса примесей в теплоносителях (применительно к ВВЭР, БН и другим реакторам) : Тез. докл. межведомств. конф. «Теплофизика-93»	Козлов Ф.А., Кузнецова Р.И., Рогова Н.Н., тех. ред. Герасимова Н.П.	60	130	1995
1996	Методы и средства измерений теплофизических параметров : Тез. докладов межгосударственной конф. «Теплофизика-96»	тех. ред. Борзова Н.А.	45	168	1996
1999	Гидродинамика и безопасность АЭС : Тез. докл. отрасл. конф. «Теплофизика-99»	Шарьпин В.И., Каптурова Р.И., Комышная Г.Ф.	117	348	1999
2000	Проблемы технологии и теплогидравлики жидкометаллических теплоносителей : Тез. докл. отрасл. научно-техн. семинара «Теплофизика-2000»	Сорокин А.П. (отв. редактор), Ефанов А.Д., Жуков А.В., Козлов Ф.А., Мартынов П.Н., Орлов Ю.И.	73	127	2000
2001	Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация) : Тез. докл. отрасл. конф. «Теплофизика-2001»	Шарьпин В.И., Комышная Г.Ф., тех. ред. Каптурова Р.И.	107	300	2001
2002	Тепломассоперенос и свойства жидких металлов : Материалы рос. межотрасл. конф. «Теплофизика-2002»	Ефанов А.Д., Козлов Ф.А.,	130	332	2002
2005	Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах : Тез. докл. межотрасл. тематической конф. «Теплофизика-2005»	Ефанов А.Д., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	100	198	2005
2007	Тепломассоперенос и свойства жидких металлов : Тез. докл. межведомств. семинара «Теплофизика-2007»	Ефанов А.Д., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	54	160	2007
2008	Теплогидравлические аспекты безопасности активных зон, охлаждаемых водой и жидкими металлами : Тез. докл. межведомств. семинара «Теплофизика-2008»	Ефанов А.Д., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	69	166	2008
2009	Технология щелочных жидкометаллических теплоносителей : Тез. докл. межведомств. семинаре «Теплофизика-2009»	Ефанов А.Д., Козлов Ф.А., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	44	114	2009

2010	Тяжелые жидкометаллические теплоносители в быстрых реакторах : Тез. докл. межотрасл. семинара «Теплофизика-2010»	Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Орлов Ю.И., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	66	176	2010
2011	Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах : Тез. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2011»	Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	86	206	2011
2012	Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2012) : Тез. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2012»	Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	90	218	2012
2013	Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах : Тезисы докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2013»	Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Сорокин А.П., Труфанов А.А., тех. ред. Комышная Г.Ф.	87	206	2013
2014	Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2014) : Тез. докл. научн.-техн. конф. «Теплофизика-2014»	Сорокин А.П., Труфанов А.А., тех. ред. Комышная Г.Ф.	92	220	2014
2015	Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика-2015) : Тез. докл. научн.-техн. конф. «Теплофизика-2015»	Труфанов А.А., Сорокин А.П., тех. ред. Комышная Г.Ф.	119	274	2015
2016	Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика-2016) : Тез. докл. научн.-техн. конф. «Теплофизика-2016»	Труфанов А.А., Сорокин А.П., тех. ред. Денисова Н.А.	94	202	2016
Итого в сборниках тезисов			1747	4303	
Сборники докладов					
1972	Труды Симпозиума по технологии жидкометаллических теплоносителей для атомных энергетических установок с реакторами на быстрых нейтронах	Субботин В.И., Козлов Ф.А., отв. за выпуск Кузнецова Р.И., тех. ред. Герасимова Н.П.	26	427	1975
1976	Теплофизические исследования : Сб. тр. межотрасл. конф. «Теплофизические исследования-76»	Артамонов Г.Т., Герасимов Б.М., Гиацинтов М.А., Кузнецов Г.Г., Ивановский М.Н., Юрьев Ю.С., Лукьянчиков И.И., Маркарян А.М., тех. ред. Александрова М.В.	15	140	1977
1977	Теплофизические исследований-77 : Материалы межотрасл. конф. Ч.1. «Теплообмен и гидродинамика в элементах атомных энергетических установок при однофазном течении теплоносителя». В 2-х томах.	Кириллов П.Л., Жуков А.В., Ляшенко Е.И., Матюхин Н.М. (отв. секретарь), Ушаков П.А.	38	354	1980
1979	Тепловые трубы: теплообмен, гидродинамика, технология : Материалы межотр. конф. «Теплофизические исследования-79». В 2-х томах.	Ивановский М.Н., Быстров П.И., Кириллов П.Л., Кузнецова Л.М. (отв. секретарь), Ляшенко Е.И., Ягодкин И.В.	37	346	1980
1980	Теплофизические измерения и датчики в ядерных энергетических установках : Материалы межотрасл. конф. «Теплофизика-80»	Арнольд М.Н., Лысиков Б.В., Петренко А.А., Селиванов В.М., Ляшенко Е.И., Фрактовникова А.А.	23	208	1982
1981	Теплофизические исследования-81 : Материалы межотрасл. конф. «Исследования по технологии натрия и сплава натрий-калий как теплоносителей ядерных энергетических установок». В 2-х томах.	Козлов Ф.А., Алексеев В.В. (отв. секретарь), Архипов В.М., Богданович Н.Г., Ефимов И.А., Загорулько Ю.И., Коновалов Э.Е., Кузнецова Р.И., Ляшенко Е.И., Старков О.В.	58	452	1982

1982	Гидродинамика и вибрации в элементах ядерных энергетических установок : Материалы межотрасл. конф. «Теплофизические исследования-82»	Кириллов П.Л., Габрианович Б.Н., Трубаков Ю.П. (отв. секретарь), тех. ред. Герасимова Н.П.	32	273	1983
1989	Гидродинамика и теплообмен в нестационарных условиях : Сб. докладов межотраслевой конф. «Теплофизика-89»	Шарыпин В.И., Семенова Н.А.	40	426	1992
1990	Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР : Тр. междунар. семинара «Теплофизика-90», в 2-х томах	Кириллов П.Л., тех. ред. Борзова Н.А.	106	788	1991
1995	Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР : Тр. междунар. конф. «Теплофизика-95» в 3 т.	Кириллов П.Л., тех. ред. Борзова Н.А.	81	855	1995
1998	Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР : Тр. междунар. конф. «Теплофизика-98». В 2-х томах	Ефанов А.Д., Каптурова Р.И., Комышная Г.Ф., Борзова Н.А.	98	916	1998
2007	Тепломассоперенос и свойства жидких металлов : Сб. докл. межведомств. семинара «Теплофизика-2007»	Ефанов А.Д., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	47	539	2008
2008	Теплогидравлические аспекты безопасности активных зон, охлаждаемых водой и жидкими металлами : Сб. докл. межведомств. семинара «Теплофизика-2008»	Ефанов А.Д., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	55	655	2009
2009	Технология щелочных жидкометаллических теплоносителей : Сб. докл. межведомств. семинара «Теплофизика-2009»	Ефанов А.Д., Козлов Ф.А., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	35	326	2009
2010	Тяжелые жидкометаллические теплоносители в быстрых реакторах : Сб. докл. межотрасл. семинара «Теплофизика-2010»	Ефанов А.Д., Орлов Ю.И., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	47	435	2010
2011	Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах : Сб. докл. научн.-техн. конф. «Теплофизика-2011». В 2-х томах	Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	60	482	2013
2012	Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах: Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2012». В 2-х томах	Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	77	632	2013
2013	Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах : Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2013». В 2-х томах.	Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Сорокин А.П., Труфанов А.А., тех. ред. Федосова М.А.	67	600	2014
2014	Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах : Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2014» [электронное издание]	Сорокин А.П., Труфанов А.А., тех. ред. Федосова М.А.	67	561	2015
2015	Теплофизика реакторов нового поколения : Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2015» [электронное издание]	Труфанов А.А., Сорокин А.П., тех. ред. Федосова М.А.	76	720	2016
2016	Теплофизика реакторов нового поколения : Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2016» [электронное издание]	Труфанов А.А., Сорокин А.П., тех. ред. Денисова Н.А.	70	596	2017
Итого в сборниках докладов			1155	10731	

О некоторых проблемах описания и обобщения экспериментальных данных о критических тепловых потоках при кипении в каналах

Сергеев В. В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, vvs@ippe.ru

Аннотация

Кризис теплоотдачи при кипении и связанное с ним резкое повышение температуры оболочек топливных стержней ограничивают мощность реакторной установки, а запас до кризиса теплоотдачи, определяемый отношением локальной плотности теплового потока к величине критического теплового потока (КТП), является одним из основных проектных критериев теплотехнической надежности активной зоны. Именно этим объясняется непреходящий интерес к изучению этого явления.

Исследования кризиса теплоотдачи при кипении в каналах ведутся с середины прошлого столетия и продолжаются в настоящее время. Число публикаций на эту тему исчисляется сотнями. Для определения величины КТП предложено множество эмпирических и полуэмпирических соотношений и методик, основанных на описании ограниченных массивов экспериментальных данных в достаточно узких диапазонах режимных параметров [1]. Однако, несмотря на многолетние усилия, кризис теплоотдачи при кипении теплоносителя в каналах до сих пор остается недостаточно изученным и плохо поддающимся теоретическому описанию явлением. В докладе анализируются некоторые проблемы описания и обобщения экспериментальных данных о критических тепловых потоках.

Ключевые слова: кипение, кризис теплоотдачи, критический тепловой поток, экспериментальные данные, эмпирические корреляции, «скелетные» таблицы, тепловой баланс, мультиколлинеарность.

Обилие экспериментальных и аналитических работ, посвященных изучению кризиса теплоотдачи при кипении в каналах, приводит читателя в замешательство и вызывает целый ряд вопросов.

В первую очередь обращает на себя внимание отсутствие строгого определения кризиса теплоотдачи, проявляющееся даже в терминологии, используемой для идентификации этого явления. Так, в иностранной литературе можно встретить следующие термины [2]: «кризис кипения» (boiling crisis), «прекращение пузырькового кипения» (departure from nucleate boiling), «высыхание» (dry out), «критический тепловой поток» (critical heat flux) и наконец, просто «пережог» (burn out). Это разнообразие терминов отражает разнообразие механизмов и проявлений кризиса теплоотдачи [3]. В русскоязычной литературе для этого явления используют более общий термин – «кризис теплоотдачи при кипении», не связанный с конкретным механизмом его возникновения.

Следствием расплывчатости самого понятия кризиса теплоотдачи является отсутствие достаточно четких критериев для экспериментальной регистрации условий его наступления [1]. Вряд ли можно назвать четкими такие, например, критерии как «подскок температуры стенки» или «повышение температуры стенки, непропорциональное подводимой мощности», без указания величины этого подскока или степени непропорциональности. Именно этим обстоятельством в значительной мере объясняется большой разброс экспериментальных данных о критическом тепловом потоке. Да и само понятие «критический тепловой поток» применительно к кипению в каналах далеко не однозначно.

Так, если при кипении в большом объеме возникновение кризиса теплоотдачи определяется по сути единственной независимой переменной, а именно плотностью теплового потока, то при кипении в каналах условия возникновения кризиса теплоотдачи определяются сочетанием геометрии канала, свойств теплоносителя и режимных параметров, в том числе и теплового потока. При этом не всегда величина теплового потока является определяющей. Например, при фиксированных геометрии, давлении, температуре на входе в канал и подводимой мощности условия возникновения кризиса теплоотдачи будут определяться «критической» величиной массовой скорости теплоносителя. Аналогично, «критической» может быть и значение темпе-

ратуры на входе [2]. Еще один пример — так называемый кризис 2-го рода, возникающий при достижении определенного значения паросодержания, называемого граничным. Для этого случая определяющей для кризиса теплоотдачи является именно величина граничного паросодержания, а вовсе не тепловой поток, который при этом может принимать разные значения.

Что касается экспериментальных значений КТП, то при равномерном по длине канала тепловыделении они, в общем случае, являются функцией геометрических характеристик канала и режимных параметров:

$$Q_{кр} = f(L, D, P, \rho w, T_{вх}), \quad (1)$$

где $Q_{кр}$ — критический тепловой поток; P — давление; ρw — массовая скорость; L — обогреваемая длина; D — диаметр канала; $T_{вх}$ — температура на входе.

Конечно, с физической точки зрения логичным было бы при анализе и обобщении экспериментальных данных использовать такой параметр как истинное объемное паросодержание и его распределение по сечению канала, однако экспериментально определить его, особенно в условиях кризиса теплоотдачи, в настоящее время не представляется возможным.

В связи с этим на практике для описания и обобщения экспериментальных данных о КТП используют расходное массовое паросодержание (x), определяемое из теплового баланса. При этом для уменьшения числа переменных часто заменяют соотношение (1) на более простую, на первый взгляд, зависимость:

$$Q_{кр} = f(L, D, P, \rho w, x_{вх}), \quad (2)$$

основанную на так называемой локальной гипотезе кризиса, согласно которой определяющими для кризиса теплоотдачи являются параметры потока в месте его возникновения.

Соответственно этому принято графически представлять экспериментально определенные значения КТП как функцию критического паросодержания, построенную при фиксированных значениях $D, P, \rho w$:

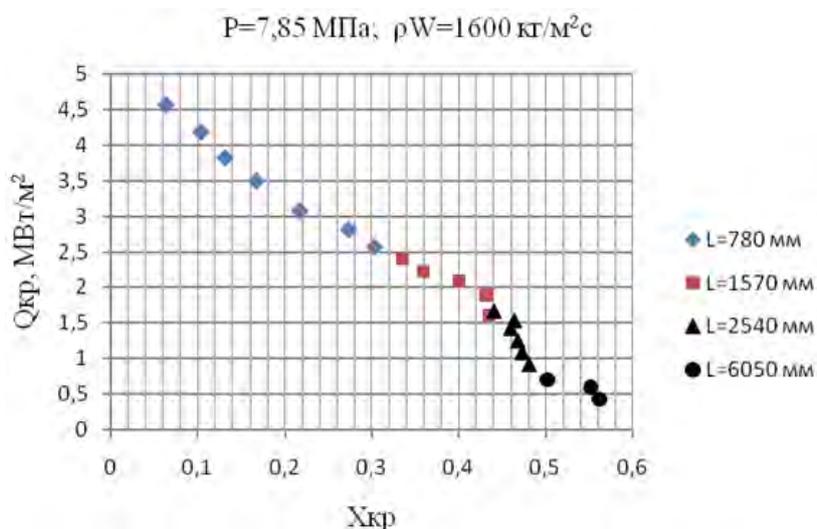


Рис. 1. Сопоставление экспериментальных значений КТП для труб разной длины [4]

По мнению ряда авторов [4, 5] такого рода графики подтверждают тезис о том, что величина КТП не зависит от длины канала, забывая при этом о еще одной неявно присутствующей переменной — температуре на входе. Это — типичный пример так называемого параметрического искажения, то есть неучтенного эффекта сопутствующего зависимого параметра при изучении влияния какого-либо независимого параметра [6].

На самом же деле, если представить эти данные в координатах $Q_{кр}(T_{вх})$, то зависимость КТП от длины канала станет очевидной (рис. 2).

Результатом параметрического искажения может быть не только неверная интерпретация экспериментальных данных, но и сам характер влияния конкретного параметра в зависимости от сочетания других параметров. Так, общепринято считать, что величина КТП снижается с ростом критического паросодержания, однако на самом деле это не всегда так. Пример, подтверждающий это, приведен на рис. 3, из которого видно, что КТП может не только снижаться, но и возрастать с ростом критического паросодержания. В данном случае проявляется неучтенное влияние входной температуры, которая в этих опытах изменялась в пределах 60–18 °С для каждой массовой скорости.

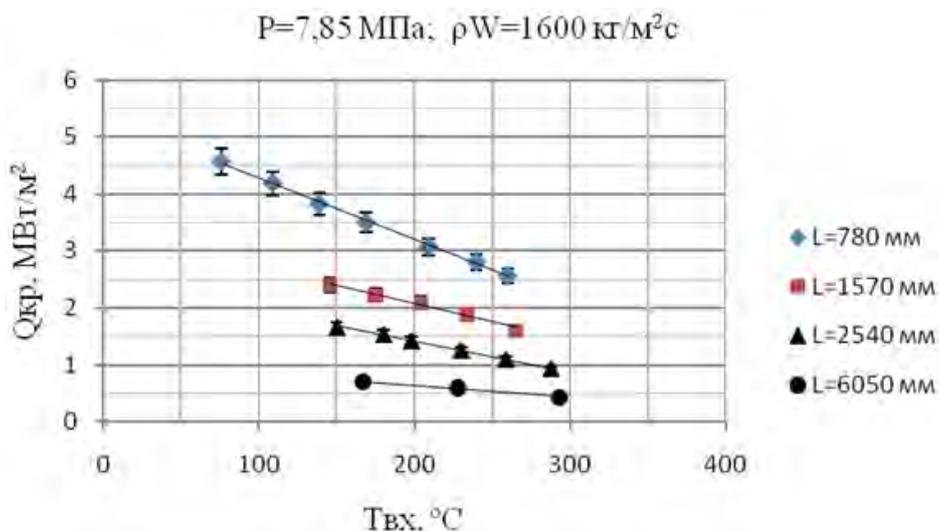


Рис. 2. Сопоставление экспериментальных значений КТП для труб разной длины

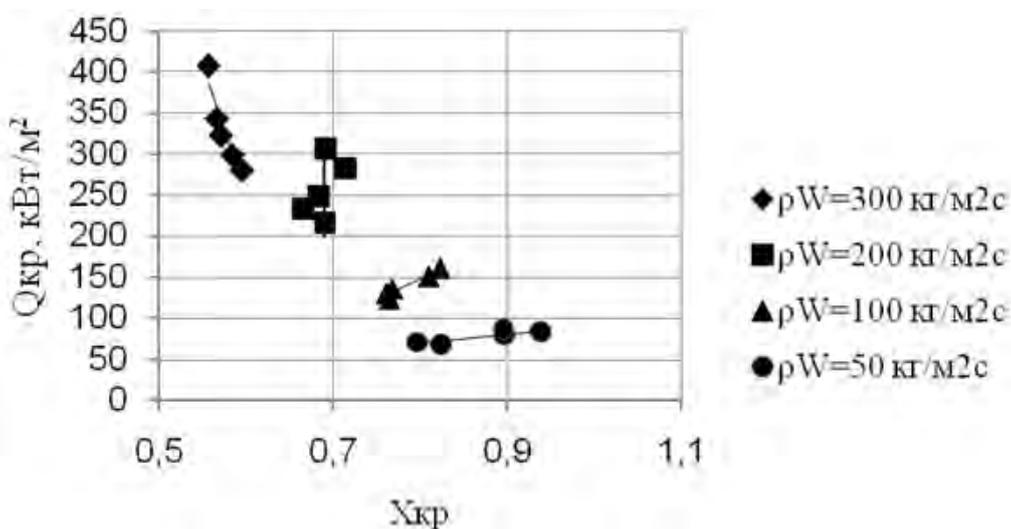


Рис. 3. Зависимость критического теплового потока от паросодержания в 19-стержневой модели ТВС ВВЭР для давления 1,5 МПа по данным работы [7]

Аналогичные зависимости наблюдаются и в круглых трубах [8].

На локальной гипотезе кризиса основаны и так называемые скелетные таблицы (look-up table) значений КТП [1, 9], построенные с использованием сложной процедуры осреднения и сглаживания первичных экспериментальных данных разных авторов. Скелетные таблицы представляют собой таблицы осредненных значений КТП для фиксированных значений давления, массовой скорости и паросодержания. При этом игнорировалось влияние таких важных параметров, как обогреваемая длина и температура воды на входе, что находится в явном противоречии с экспериментальными данными. Следствием этого явилось нарушение закона сохранения энергии при осреднении первичных экспериментальных данных, в которых значения критического паросодержания рассчитывались с использованием уравнения теплового баланса. Причем если в первых публикациях [10, 11] авторы приводили в клетках таблиц не только осредненные значения КТП, но и погрешности описания первичных экспериментальных данных, то в дальнейшем они от этого отказались, поскольку расхождения между экспериментальными и осредненными значениями КТП в отдельных областях таблиц были весьма значительными. Вместо этого авторы таблиц стали приводить среднеквадратичную погрешность описания всего массива экспериментальных данных, рассчитанную по входным, а не локальным, параметрам, т.е. по методу теплового баланса, который, как известно, дает существенно меньшую погрешность описания, поскольку получаемые при этом значения КТП не привязаны к табличным значениям паросодержания.

Более того, каждый раз с появлением новых экспериментальных данных приходится снова и снова модифицировать скелетные таблицы КТП [1, 9, 11], чтобы согласовать их с новой

информацией. Несколько лучше обстоит дело с таблицами КТП для стержневых сборок [12, 13], что объясняется узким диапазоном изменения режимных и особенно геометрических параметров реакторных установок. Хотя и в этом случае остается непонятным, каким образом авторам скелетных таблиц удастся вычлнить значения КТП для сборок без дистанционирующих решеток из данных, полученных на реальных сборках, в которых эти решетки присутствуют. В заключение хотелось бы сказать, что скелетные таблицы для КТП были бы логически завершенными, если бы они относились к каналам средней длины со средней входной температурой.

Еще одной проблемой, связанной «локальной гипотезой» кризиса, является проблема мультиколлинеарности уравнения (2), то есть наличие сильной связи между её переменными, обусловленной уравнением теплового баланса, что легко увидеть на примере равномерно обогреваемой трубы:

$$Q_{кр} = (D/L) r \rho w \times (x_{кр} - x_{вх}), \quad (3)$$

где r – теплота испарения, а $x_{вх}$ – относительная энтальпия на входе.

Наличие мультиколлинеарных факторов в регрессии (2) приводит к неустойчивости оценок параметров регрессии, выражающейся в их статистической неопределенности. Это означает, что конкретные результаты оценки могут сильно различаться для разных выборок, несмотря на то, что выборки однородны. Именно этим объясняется большое количество и разнообразие эмпирических соотношений для критического теплового потока даже для каналов простейшей геометрии [1]. Проблему мультиколлинеарности следует решать еще на стадии выбора параметров регрессионной модели, отдавая предпочтение независимым переменным. Примером такого подхода к обобщению экспериментальных данных о КТП служит работа [14].

Из вышесказанного следует, что графическое представление данных в координатах $Q_{кр}(x_{кр})$ и использование для описания и обобщения экспериментальных данных о КТП скелетных таблиц и эмпирических зависимостей вида $Q_{кр} = f(D, P, \rho w, x_{кр})$, где сама величина $x_{кр}$ зависит от $Q_{кр}$, может привести к неправильной интерпретации данных и неверной оценке влияния геометрических и режимных параметров на величину КТП.

Список литературы

1. Groeneveld D.C., Ireland A., Kaizer J., Vasic A. An overview of measurements, data compilation and prediction methods for the critical heat flux in water-cooled tubes // Nuclear engineering and design. – 2018. – V. 331. – P. 211–221.
2. Хьюитт Дж., Холл-Тейлор Н. Кольцевые двухфазные течения. – М.: Энергия, 1974. – 408 с.
3. Кириллов П.Л. О некоторых механизмах и методах обработки данных по кризису теплообмена // Труды 2-й Российской национальной конференции по теплообмену. – М.: Изд-во МЭИ, 1998. – Т. 1. – С. 53–58.
4. Смолин В.Н., Шпанский С.В., Есиков В.И., Седова Т.К. Экспериментальные данные и методика расчета кризиса теплоотдачи при кипении воды, циркулирующей в трубах с равномерным и неравномерным тепловыделением // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – 1979. – Вып. 5. – № 9. – С. 3–160.
5. Безруков Ю.А., Астахов В.И., Логвинов С.А., Рассохин Н.Г. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реакторов ВВЭР // Теплоэнергетика. – 1976. – № 2. – С. 80–82.
6. Тонг Л. Теплоотдача при кипении и двухфазное течение. – М.: Мир, 1969. – 344 с.
7. Крылов Д.А., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Экспериментальное исследование кризиса теплоотдачи на стержневых моделях ТВС ВВЭР // Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Труды международной конференции 21–24 ноября 1995 г. / ГНЦ РФ – ФЭИ Обнинск. – 1995. – Т. 1. – С. 174–178.
8. Фисенко В.В. Сжимаемость теплоносителя и эффективность работы контуров циркуляции ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 200 с.
9. Кириллов П.Л., Терентьева М.И. Скелетные таблицы по расчету критического теплового потока в трубах для воды. История и версия 2006 г. // Атомная техника за рубежом. – 2008. – № 10. – С. 3–17.
10. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Болтенко Э.А. и др. Методика разработки стандартных справочных данных по кризису теплообмена в трубах при равномерном обогреве: Препринт ФЭИ-2030. – Обнинск: ОНТИ ФЭИ, 1989. – 30 с.

11. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Болтенко Э.А., Катан И.Б., Смогалев И.П., Виноградов В.Н. Новые таблицы критических тепловых потоков для воды в круглых трубах: Препринт ФЭИ-2225. – Обнинск: ОНТИ ФЭИ, 1991. – 23 с.
12. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалев И.П. Табличный метод расчета критического теплового потока в водоохлаждаемых треугольных сборках стержней // Атомная энергия. – 1999. – Вып. 1. – № 10. – С. 17–24.
13. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалев И.П. Критические тепловые потоки в треугольных пучках стержней (Скелетная таблица, версия 1997 г.) // Теплоэнергетика. – 1997. – № 10. – С. 43–53.
14. Сергеев В.В. Обобщение данных по кризису кипения при подъемном движении воды в каналах // Теплоэнергетика. – 2000. – № 3. – С. 67–69.

Температурная зависимость смачиваемости реакторных сталей жидким свинцом, висмутом и эвтектикой PbBi с добавлением лития в интервале от 500 до 1800 К

Алчагиров Б. Б., Таова Т. М., Хоконов Х. Б.

ФГБОУ ВО Кабардино-Балкарский государственный университет им. Х.М. Бербекова,
г. Нальчик, khb180532@gmail.ru

Аннотация

С использованием автоматизированной экспериментальной установки методом лежащей капли измерены краевые углы смачивания поверхностей реакторных сталей 12X18H9T, 12X18H10T и ЭК-173 жидкими Pb, Bi и эвтектическим сплавом PbBi с добавками лития в широкой области температур. Во всех изученных системах обнаружены критические температуры смачивания, при которых углы смачивания θ резко уменьшаются, достигая для некоторых систем 0° . Установлена тенденция к улучшению смачиваемости стали 12X18H10T по мере повышения содержания добавляемого лития в эвтектическом сплаве PbBi. Показано, что сплав (PbBi)_{эвт} с содержанием 20,86 ат.% Li существенно лучше смачивает поверхность стали 12X18H10T в условиях вакуума, чем в инертной атмосфере аргона.

Ключевые слова: свинец, висмут, литий, эвтектика, теплоносители, смачиваемость, краевой угол, реакторные стали.

Введение

Для решения многих технологических и научных проблем требуются сведения о параметрах, характеризующих границы раздела фаз, из которых смачиваемость является одной из чувствительных характеристик свойств и состояния поверхностей материалов. В частности, изучение температурной зависимости угла смачивания $\theta^*(T)$ поверхностей твердых тел жидкими металлами и сплавами представляет значительный интерес для разработки новых жидкометаллических теплоносителей, выбора оптимальных технологических условий контакта материалов, а также решения ряда других задач [1–6]. В работе приводятся результаты изучения температурных и концентрационных зависимостей краевых углов смачивания $\theta(T, x)$ конструкционных материалов ядерных реакторов.

Методика эксперимента

Для изучения смачиваемости полированных поверхностей реакторных сталей 12X18H9T, 12X18H10T и ЭК-173 жидкими Pb, Bi и эвтектическим сплавом PbBi с добавками лития в широкой области температур применяется разработанная оригинальная экспериментальная установка, которая подробно описана в [7]. Она позволяет образовать серии фотографий капли на поверхности подложки при запланированных значениях температуры и времени (рис. 1, 2). Отметим, что наша установка отличается новой оптической системой регистрации изображения капли, которая состоит из прожекторной осветительной системы и цифровой USB-камеры «ТС-5». Видеокамера с приемной CMOS-матрицей формата 3264×2448 пикселей позволяет получать 8- и 14-ти мегапиксельные изображения профиля капли со скоростью 10 и более кадров в секунду. Оригинальное программное обеспечение позволяет в автоматическом режиме регистрировать и архивировать получаемые изображения, проводить их цифровую обработку, а также обмер профиля капли и расчеты величин углов смачивания и поверхностного натяжения [8]. Для контроля температуры в печи и системе «подложка-исследуемая капля» к подложке снизу подведен рабочий спай ПП – платино-платинородиевой термодпары (Pt-Pt₉₀Rh₁₀), ЭДС которой фиксируются электронным микровольтметром G-1202.010 чувствительностью 10^{-7} В, позволяющим измерять температуру с точностью от $\pm 0,1$ К при невысоких и до ± 1 К при $T \sim 1000$ К и более. Углы смачивания определялись методом большой капли в широкой области температур (до 1800 К) с погрешностью 1,5 %.

* Величина угла смачивания обозначается через θ° .

На рис. 1 представлена схема образования капли заданных компонентных составов и геометрических размеров. Капля сплава наносится на поверхность стали, снимаются фотографии с указанием выбранных температур и времени. Примеры фотографий капли приведены на рис. 2. Обработка фотографии капли по ее форме и размерам производится также автоматически по специально разработанной программе [8]. Составляется таблица значений углов смачивания $\theta(T, \tau)$ в соответствии с расчётами по формам фотографий данной капли, строятся графики зависимости углов смачивания от температуры T (К) и времени τ (минуты).



Рис. 1. Схема образования капли заданных значений размеров и компонентных составов для определения углов смачивания

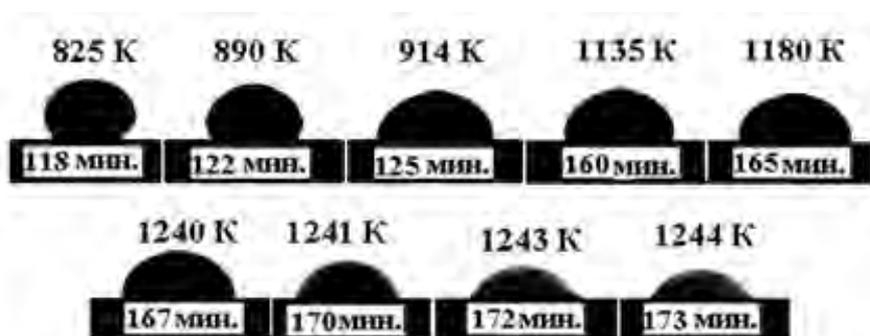


Рис. 2. Температурная и временная зависимости смачиваемости поверхности реакторной стали 12X18H10T жидким эвтектическим сплавом $Pb_{44,5}Bi_{55,5}$ в условиях вакуума $5 \cdot 10^{-4}$ Па

В экспериментах для приготовления сплавов были использованы висмут марки Ви-0000 (ТУ 48-6-114-89), свинец марки С0000 (ГОСТ 22861-93) и дополнительно очищенный вакуумной перегонкой литий марки ЛЭ-1 (ГОСТ 8774-75). Очистка лития заключалась в многочасовой вакуумной дистилляции при температуре ~ 1000 К и вакууме $1 \cdot 10^{-6}$ Па. Очищенный таким образом литий собирался в металлическую ампулу, оканчивающуюся капиллярной трубкой, входное отверстие которой перекрывалось игольчатым затвором. Сплавы готовились весовым методом предварительным сплавлением компонентов в вакууме 10^{-4} Па (компоненты и ампулы взвешивались на аналитических весах с точностью $\pm 2 \cdot 10^{-4}$ г).

Результаты экспериментов и их обсуждение

Смачиваемость в системе сталь 12X18H9T – жидкий свинец. Результаты изучения температурной зависимости углов смачивания жидким свинцом поверхности конструкционной стали 12X18H9T приведены на рис. 3. Как видно в области температур от $T_{пл}$ до 925 К, чистый свинец не смачивает поверхность стали. По мере повышения температуры системы сталь 12X18H9T – Pb краевой угол $\theta(T)$ дважды проходит через ступенчатое уменьшение углов смачивания в интервале 925–953 К от 100° до 40° , а в интервале 953–980 К угол θ уменьшается от 40° до 10° и меньше.

Наличие отмеченных ступенек связано, по нашему мнению, с разрушением окисных плёнок свинца и хрома при отмеченных выше температурах. Действительно, согласно данным фотоэлектронной спектроскопии на поверхностях хромистых сталей разрушение окисной плёнки происходит лишь при температурах выше 873 К, при этом оксид свинца разрушается по схеме $2PbO \rightarrow 2Pb + O_2$. В результате при температурах более 873 К на поверхности подложки разрушается оксид свинца, что приводит к интенсивному уменьшению краевых углов смачивания. Процесс уменьшения углов смачивания (рис. 3) протекает часто за считанные минуты.

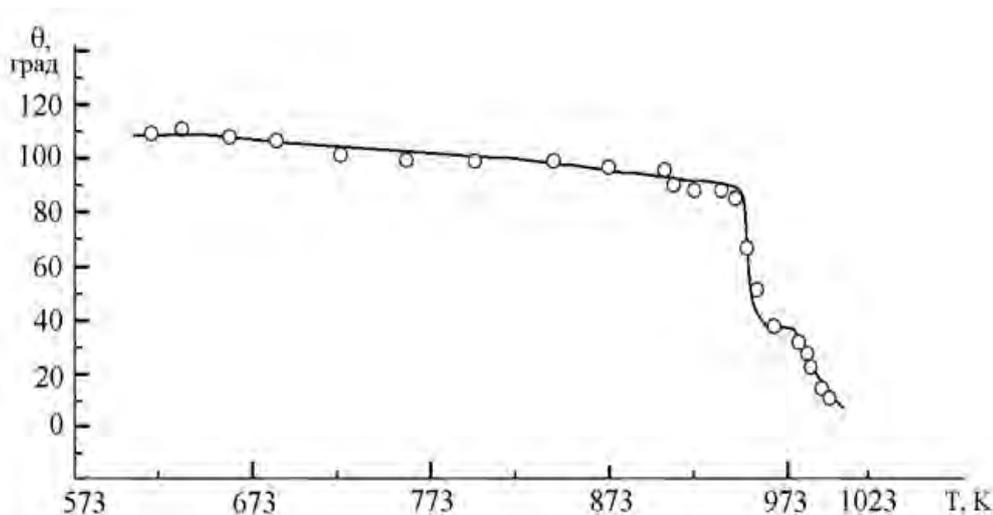


Рис. 3. Температурная зависимость угла смачивания жидким свинцом поверхности стали 12X18Н9Т в условиях вакуума

Сравнение наших результатов с данными $\theta(T)$, полученными П. Проценко [9], который также изучал смачиваемость в условиях вакуума методом «сидящей» капли жидкого свинца на поверхности хромистой стали, мало отличающейся по составу от использованной нами стали 12X18Н9Т, показало качественное согласие.

Смачиваемость жидким эвтектическим сплавом PbBi реакторной стали 12X18Н10Т. Результаты компьютерной обработки фотоизображений капли, полученных при изучении температурных и временных зависимостей угла смачивания $\theta(T, \tau)$ жидкоэвтектическим сплавом $(\text{PbBi})_{\text{эвт}}$ поверхности стали 12X18Н10Т, представлены на рис. 4.

Как видно на этом рисунке, температурный порог перехода от несмачивания к смачиванию эвтектическим расплавом $\text{Pb}_{44,5}\text{Bi}_{55,5}$ поверхности стали достигается через 140 минут после начала эксперимента и составляет 920 К.

На рис. 4 приведены два участка температурной зависимости углов смачивания $\theta(T, \tau)$: участок 600–923 К, на котором углы смачивания остаются практически постоянными и равными около 130–120°, и участок 923–1223 К, на котором углы смачивания также мало изменяются и составляют около 90–80°. Таким образом, на стыке двух отмеченных температурных участков обнаруживается «ступенька $\Delta\theta$ » высотой около 30°, то есть имеется порог смачиваемости.

Обнаруженный порог смачивания можно объяснить следующим образом. Согласно данным фотоэлектронной спектроскопии и других методов [9–11] на поверхности стали имеются оксидные пленки толщиной в 1–3 нм, которые с повышением температуры разрушаются. При этом основным компонентом, определяющим степень стабильности оксидной пленки, является оксид хрома, который при 870 К начинает рекомбинировать в вакууме с хромом с образованием летучего оксида по следующей реакции: $\text{Cr} + \text{Cr}_2\text{O}_3 \rightarrow 3\text{CrO}$.

При температурах около 870–920 К на поверхности стали 12X18Н10Т происходит процесс разрушения оксида хрома, приводящий к уменьшению углов смачивания стали. Заметим, что в специальных исследованиях поверхностей сталей было показано [5–7, 9], что термическая обработка приводит к утоньшению толщины оксидной пленки. Если при комнатной температуре толщина оксидного слоя равна около 2 нм, то при 670 К в вакууме 10^{-4} Па, (как и в нашем случае), она составляет 1,2–1,5 нм, а при 900 К – меньше 0,9 нм.

В изученной нами стали 12X18Н10Т содержится согласно ГОСТу 5632-72 около 17–19 масс. % Cr [11, 12], что также должно привести к еще большей зависимости толщины оксидных пленок от температуры. В области высоких температур, как видно на этом же рис. 4, по достижении температуры около 1250 К на зависимости $\theta(T)$ обнаруживается второй температурный порог смачивания: здесь происходит очень быстрое уменьшение углов смачивания вплоть до нулевых значений при критической температуре смачивания (КТС) $T_c = 1250$ К.

При измерениях $\theta(T, \tau)$ необходимо отметить, что в условиях вакуума, как это четко видно на рис. 4, задолго до наступления критического смачивания подложки каплей эвтектического расплава PbBi (при температурах около 1200 К), одновременно с процессом смачиваемости подложки начинается заметное испарение с поверхности капли. Очевидно, что компонентный

состав поверхности капли расплава в этом случае существенно отличается от исходного эвтектического [9, 10].

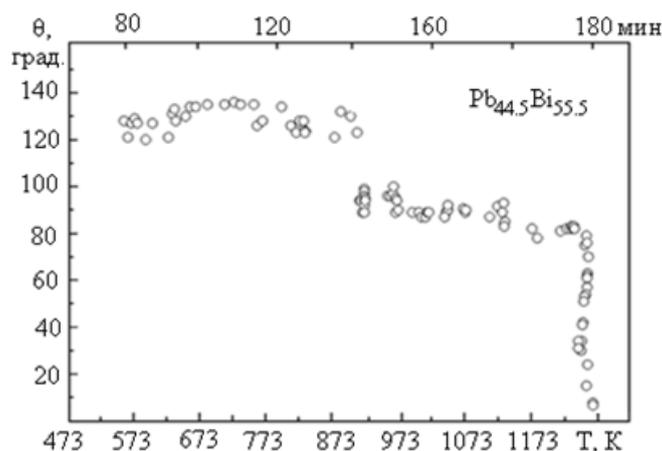


Рис. 4. Температурная зависимость углов смачивания эвтектическим сплавом $Pb_{44,5}Bi_{55,5}$ поверхности стали 12X18H10T в условиях вакуума

В связи с этим, на наш взгляд, требуется уточнение смысла самого термина КТС [3, 7], поставив его содержание в зависимость от того, в какой среде (вакуум, инертный газ и его давление и т.д.) проводятся опыты по изучению $\theta(T)$. Действительно, как показали наши измерения $\theta(T, \tau)$, проведенные в атмосфере чистого аргона (рис. 5, 6) вплоть до температуры 1520 К (максимальная температура опытов), капля эвтектического расплава $PbBi$ остается вполне стабильной по объему.

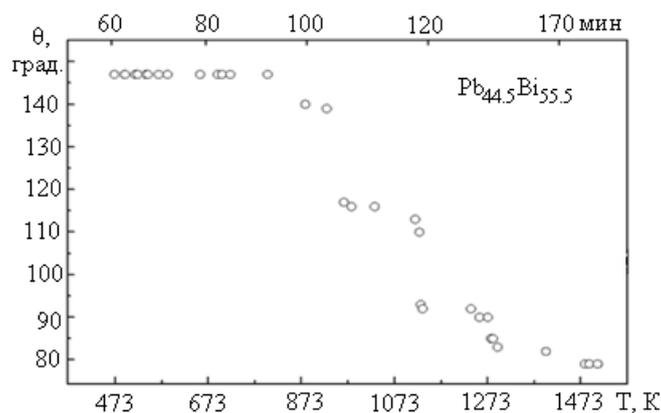


Рис. 5. Температурная зависимость углов смачивания эвтектическим расплавом $Pb_{44,5}Bi_{55,5}$ поверхности стали 12X18H10T в инертной среде (аргон)

При этом краевой угол смачивания при 1400 К не становится заметно меньше 80° , а обнаруженный при измерениях $\theta(T, \tau)$ в условиях вакуума температурный порог смачиваемости здесь хотя и сохраняется, но оказывается «размытым» вдоль оси температур на 200 К.

Отметим, что в ряде работ изучены температурные зависимости угла смачивания $\theta(T)$ сплавами Pb , Bi и $Pb_{44,5}Bi_{55,5}$ реакторных сталей 12X18H9T, 12X18H10T, ЭК-173 и других.

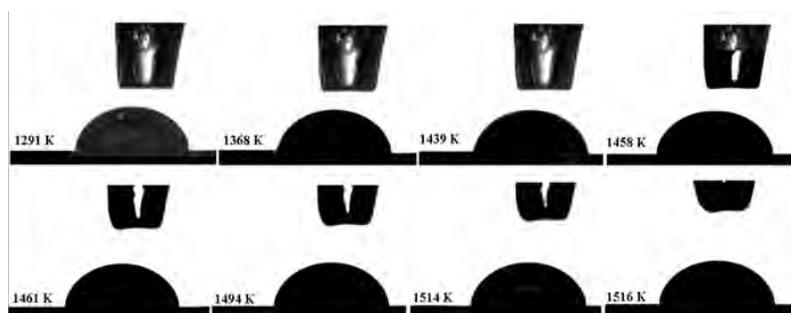


Рис. 6. Температурная зависимость смачиваемости поверхности реакторной стали 12X18H10T жидким эвтектическим сплавом $Pb_{44,5}Bi_{55,5}$ в инертной атмосфере (аргон)

Смачиваемость в системе сталь ЭК-173 – свинец. На рис. 7–9 приведены данные углов смачивания жидкими свинцом, висмутом и сплавом $(PbBi)_{\text{эвт}}$ поверхности стали ЭК-173 в зависимости от температуры и времени их контакта. На рис. 7а показано, что в температурной области $T_{\text{пл}} - 923 \text{ К}$ угол смачивания стали жидким свинцом изменяется с температурой по линейному закону с температурным коэффициентом $d\theta/dT = -0,04^\circ/\text{К}$ и в среднем угол смачивания по абсолютной величине составляет $140-130^\circ$.

Характер зависимости $\theta(T)$ в области высоких температур меняется по сравнению с низкотемпературной областью: после повышения температуры до 923 К за короткое время (около 15 мин.) наблюдается быстрое уменьшение углов смачивания от 130° вплоть до 70° . Это означает, что в системе Pb – сталь ЭК-173 обнаруживается КТС. Дальнейшее повышение температуры приводит к интенсивному испарению свинца в вакууме с поверхности капли. Результаты работы [13] график 7b отличаются от наших данных тем, что на температурной зависимости $\theta(T)$ смачиваемости жидким свинцом стали ЭК-173 в температурной области от 673 до 1023 К отсутствует порог смачивания, что может быть обусловлено причинами методического характера, так как в обеих работах зависимость $\theta(T)$ определялась одним и тем же методом лежащей капли на плоской подложке. В частности, в [13] температурная выдержка изученных систем жидкий образец – твердая подложка перед измерениями углов смачивания продолжалась всего 5–10 мин., тогда как в подобных экспериментах она должна быть достаточно продолжительной с тем, чтобы процессы гомогенизации расплавов могли полностью завершиться.

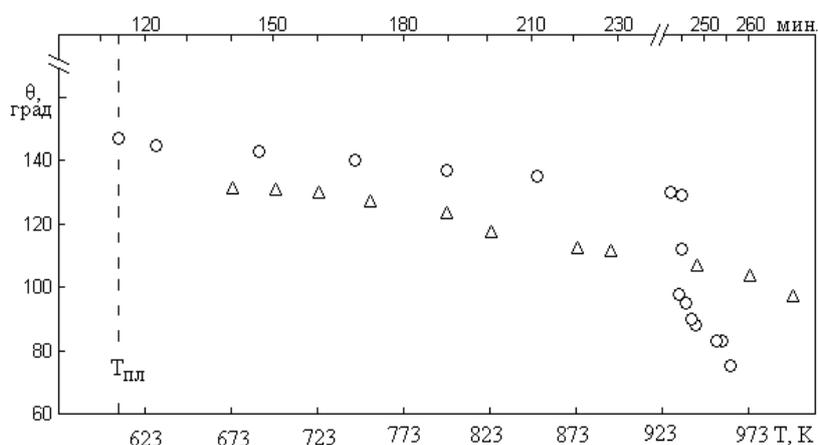


Рис. 7. Температурная и временная зависимости углов смачивания реакторной стали ЭК-173 жидким свинцом:
 ○ – 7а результаты данной работы; △ – 7б результаты работы [13]

В наших опытах измерения $\theta(T)$ смачивания поверхности жидкими металлами и их сплавами продолжались более четырех-пяти часов, таким образом, температурная выдержка исследуемой системы капля – подложка перед каждым измерением, составляла около одного часа. Обнаруженный нами порог смачивания в системе свинец – сталь ЭК-173 при температуре 923 К объясняется также, как и при смачивании свинцом стали 12Х18Н10Т, поскольку сталь ЭК-173 содержит 17,9 % Сг и это будет приводить к еще большей зависимости толщины окисных пленок от температуры.

Смачиваемость в системе сталь ЭК-173 – висмут. Сталь марки ЭК-173 (с содержанием 1,2 % Al по массе) в начале не смачивается жидким висмутом вплоть до температуры 873 К . Дальнейшее повышение температуры до 973 К приводит к интенсивному смачиванию стали жидким висмутом: угол смачивания $\theta(T)$ достигает значения 75° в течение 15–20 мин, то есть для системы жидкий висмут – сталь ЭК-173 (КТС) оказалась около 850 К . При 973 К опыты были прекращены из-за распыления висмута в вакууме.

Сравнение наших результатов $\theta(T)$ с данными работы А. Кашежева и др., по изучению смачиваемости стали ЭК-173 жидким Вi (метод «лежащей капли») показывает, что авторами также были обнаружены КТС (около $923-973 \text{ К}$), что значительно превышает полученное нами значение КТС. Причиной несовпадения и некоторой неопределенности данных по КТС с нашими результатами (рис. 8а) является отсутствие опытных точек полученной зависимости $\theta(T)$ на рис. 8б в области температур от 893 до 993 К , хотя при температуре 993 К на кривой $\theta(T)$ имеются две экспериментальные точки, соответствующие углам смачивания $\theta = 75^\circ$.

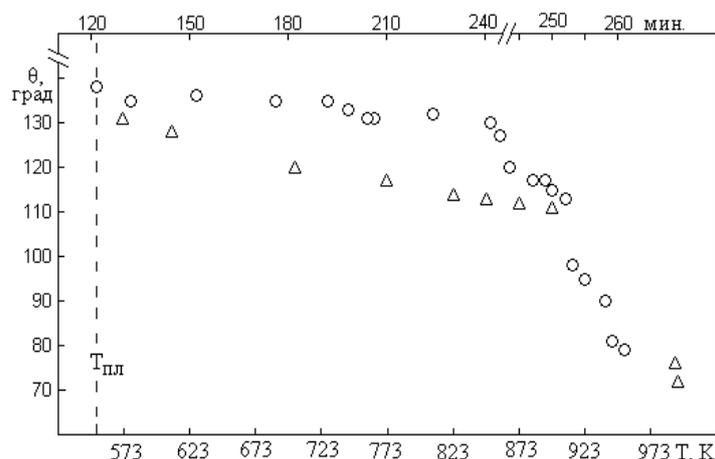


Рис. 8. Температурная и временная зависимости углов смачивания реакторной стали ЭК-173 жидким висмутом:
 ○ – 8а данные настоящей работы; △ – 8б результаты работы [13]

Плохую смачиваемость стали ЭК-173 жидким висмутом в области температур 543–843 К (рис. 8) можно объяснить тем, что примеси Al (1,2 масс.%) в самой стали ЭК-173 за счет сегрегации накапливаются на межфазной границе и образуют защитные оксидные пленки. Таким образом, из результатов наших исследований следует, что сталь марки ЭК-173 более устойчива к воздействию расплавленных свинца и висмута при более высоких температурах, чем конструкционная сталь 12Х18Н9Т.

Смачиваемость в системе сталь ЭК-173 – эвтектический расплав (PbBi)_{эвт.} На рис. 9 представлены результаты, полученные нами при изучении температурной зависимости угла смачивания $\theta(T, \tau)$ жидким эвтектическим сплавом PbBi реакторной стали ЭК-173. Заметно, что зависимость $\theta(T, \tau)$ остается практически постоянной в области температур $T_{пл} - 993$ К, в которой значения углов смачивания составляют 150° в условиях высокого вакуума 10^{-4} Па.

Повышение температуры системы сталь ЭК-173 – эвтектический расплав PbBi от 1020 К до 1273 К приводит к уменьшению углов смачивания. В течение 10–15 мин угол θ становится от 150° до 100° , то есть в системе сталь ЭК-173 – эвтектический расплав PbBi обнаруживается КТС $T_c \sim 1000$ К. По нашему мнению, наблюдаемое снижение $\theta(T)$ при температурах выше 1020 К можно объяснить разрушением оксидной пленки (PbO) эвтектики системы Pb – Bi на границе со сталью.

Как отмечалось выше, в ряде случаев наши эксперименты по изучению $\theta(T)$ при повышенных температурах в вакууме приходилось досрочно прекращать из-за высокой летучести Pb, Bi и их эвтектического сплава.

По этой причине, а также для сравнения с данными $\theta(T)$, полученными в вакууме и газовой среде, нами измерены $\theta(T)$ в атмосфере аргона (рис. 5, 6 и 12).

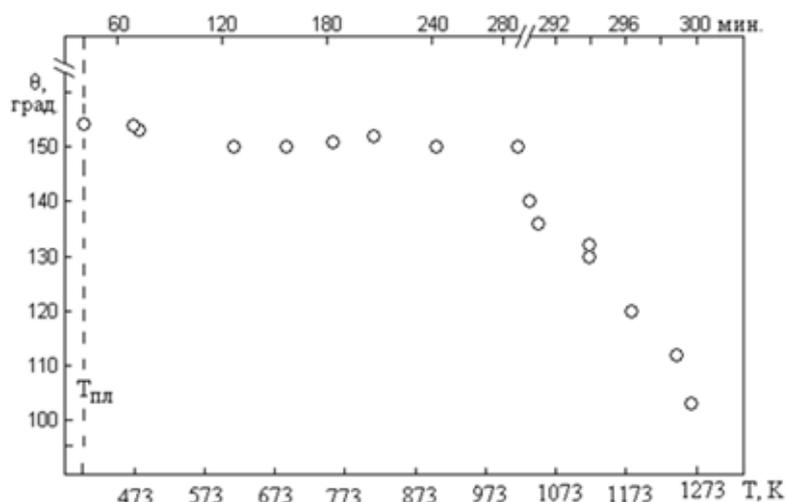


Рис. 9. Температурная и временная зависимости углов смачивания реакторной стали ЭК-173 жидким эвтектическим расплавом PbBi

Из сравнения графиков на рис. 4 и 5, полученных при измерениях $\theta(T, \tau)$ в условиях вакуума и аргона, видно, что на рис. 4, задолго до наступления смачивания подложки каплей эвтектического расплава PbVi при температурах около 1200 К начинается испарение самой капли [14]. В связи с этим ставится задача изучения смачиваемости в системах в условиях инертной атмосферы (например, в аргоне).

Действительно, как показали наши измерения $\theta(T, \tau)$, проведенные в атмосфере чистого аргона (рис. 5 и 6) до температуры 1520 К, капля эвтектического расплава PbVi остается вполне стабильной по объему. При этом краевой угол смачивания при 1400 К не становится заметно меньше 80° , а обнаруженный при измерениях $\theta(T, \tau)$ в условиях вакуума температурный порог смачивания хотя и сохраняется, но оказывается размытым вдоль оси температур более чем на 300 К (рис. 5).

Результаты экспериментального изучения температурных зависимостей смачиваемости поверхностей конструкционных сталей в вакууме и среде аргона эвтектическим сплавом (PbVi)_{эвт} с добавлением лития

В связи с расширяющимся применением в современной технике и технологии литья и его сплавов [15] нами также были изучены температурные зависимости смачивания реакторной стали 12X18H10T жидкими эвтектическими сплавами (PbVi)_{эвт} с добавлением 20,86; 35,1; и 23,60 ат. % Li [12, 15], результаты которых представлены на рис. 10, 11 и 12.

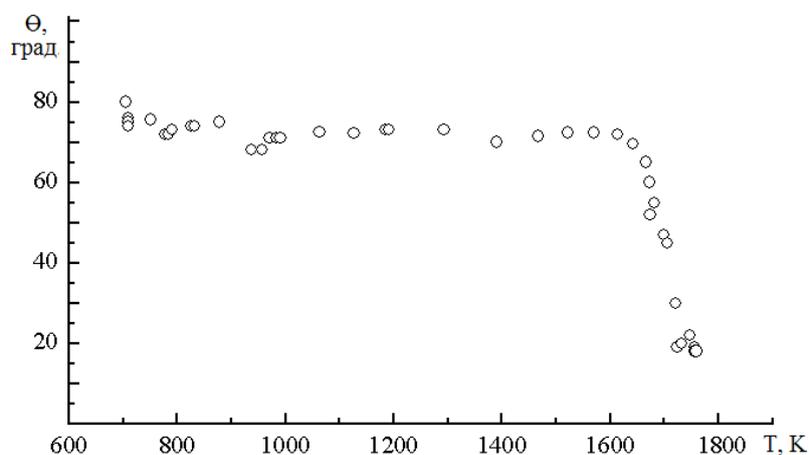


Рис. 10. Температурная зависимость смачиваемости реакторной стали 12X18H10T жидким сплавом (PbVi)_{эвт} + 20,86 ат. % Li в условиях вакуума 10^{-4} Па

Капля расплава (PbVi)_{эвт} + 20,86 ат. % Li (сплав $Pb_{35,3}Vi_{43,8}Li_{20,9}$), сформированная при 700 К, смачивает стальную подложку 12X18H10T сразу после контакта с ней, образуя краевой угол, равный около 75° (рис. 10). Этот угол остается постоянным в течение трех часов, хотя температура за это время достигает 1600 К, и только после этого начинается быстрое уменьшение краевого угла смачивания до $\theta = 20^\circ$ (КТС ~ 1065 К).

На рис. 11 показана температурная зависимость угла смачивания $\theta(T)$ стали 12X18H10T жидким эвтектическим сплавом (PbVi)_{эвт} с содержанием 35,1 ат. % Li, то есть расплавом $Pb_{29,2}Vi_{35,7}Li_{35,1}$. Как видно на этом рисунке, жидкий расплав $Pb_{29,2}Vi_{35,7}Li_{35,1}$ во всем температурном интервале измерений 775–1000 К смачивает поверхность реакторной стали 12X18H10T. В начале в температурном интервале до 800 К происходит достаточно быстрое уменьшение краевого угла смачивания от 60° до 40° , но затем по мере увеличения температуры вплоть до 1000 К, угол смачивания, уменьшаясь по линейному закону, достигает значения $\theta = 27^\circ$ при 975 К.

По нашему мнению, лучшее смачивание стали 12X18H10T жидким сплавом, содержащим 35,1 ат. % Li, обусловлено увеличением содержания лития на 12 ат. % Li в исходном эвтектическом сплаве PbVi, чем в сплаве с 20,86 ат. % Li (рис. 10). Из сравнения графиков зависимостей $\theta(T)$ на рис. 11 и 12 следует, что угол смачивания $\theta(T)$ стали 12X18H10T жидким сплавом (PbVi)_{эвт} + 23,6 ат. % Li в атмосфере аргона систематически превышает на 40 – 70° аналогичную зависимость $\theta(T)$ при смачивании сплавом (PbVi)_{эвт} + 35,1 ат. % Li в вакууме в интервале температур 800–1000 К.

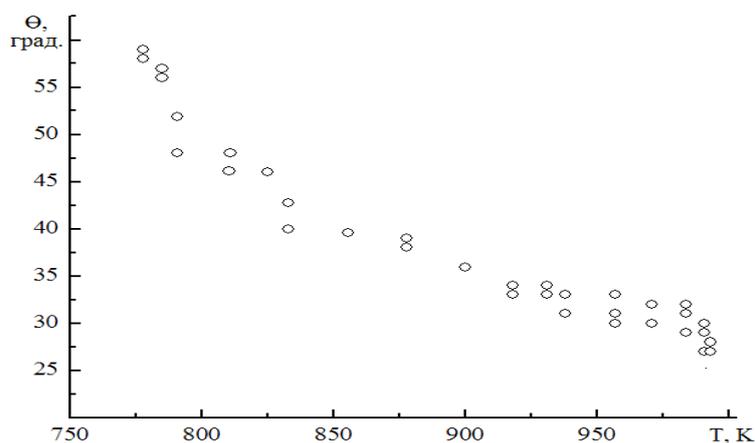


Рис. 11. Температурная зависимость смачиваемости реакторной стали 12X18H10T тройным жидким сплавом $(\text{PbBi})_{\text{эвт}} + 35,1$ ат. % Li в условиях вакуума

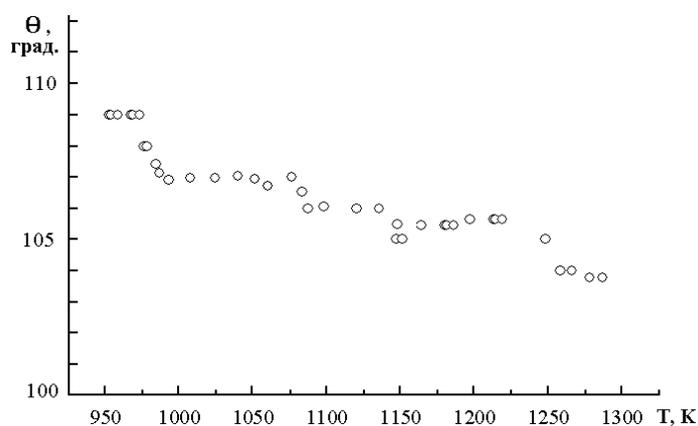


Рис. 12. Температурная зависимость углов смачивания жидким сплавом $\text{Pb}_{34,1}\text{Bi}_{42,3}\text{Li}_{23,6}$ поверхности стали 12X18H10T в атмосфере аргона

Представляет интерес сравнение политерм угла смачивания $\theta(T)$ стали 12X18H10T жидкими эвтектическими сплавами $(\text{PbBi})_{\text{эвт}}$, на рис. 11 и 12, отличающимися друг от друга, как по содержанию лития, так и условиями опытов (в атмосфере аргона или в вакууме 10^{-4} Па). Из сравнения двух политерм $\theta(T)$ видно, что они существенно отличаются друг от друга – жидкий сплав $(\text{PbBi})_{\text{эвт}} + 20,86$ ат. % Li в условиях вакуума при всех температурах смачивает сталь, тогда как в атмосфере аргона даже расплав $(\text{PbBi})_{\text{эвт}} + 23,56$ ат. % Li не смачивает поверхность стали 12X18H10T. Более того, в условиях вакуума на зависимости $\theta(T)$ обнаруживается КТС, которая отсутствует в случае измерений в инертной атмосфере. Лучшая смачиваемость сталей жидкой эвтектикой $(\text{PbBi})_{\text{эвт}}$ с практически равными добавками лития в условиях вакуума, чем в инертной атмосфере аргона, обусловлена тем, что в вакууме поверхность стальной подложки вокруг капли расплава покрывается тонкой пленкой свинца и особенно висмута – легкоиспаряющимися компонентами эвтектического сплава Pb-Bi, тогда как в атмосфере аргона распыление компонентов смачивающей жидкости затруднено.

Выводы

1. Экспериментально построены политермы краевых углов смачивания поверхности стали 12X18H10T жидкими сплавами $(\text{PbBi})_{\text{эвт}} + \text{Li}$ с различным содержанием лития в условиях высокого вакуума и в атмосфере аргона. Установлено улучшение смачиваемости поверхности стали по мере увеличения содержания лития в тройных сплавах Pb-Bi-Li.

2. Обнаружены критические температуры смачивания T_c поверхности стали ЭК-173 жидкометаллическими каплями: свинцом $T_c = 920$ К, висмутом $T_c = 850$ К и эвтектическим сплавом $(\text{PbBi})_{\text{эвт}}$ $T_c = 1020$ К.

3. Показана, что реакторная сталь ЭК-173 более устойчива при контакте с жидкими висмутом, свинцом и жидкоэвтектическим сплавом PbBi при высоких температурах, чем конструкционная сталь 12X18H9T.

4. Показаны существенные различия данных о смачиваемости стали 12X18H10T в условиях вакуума и инертной атмосферы аргона при высоких температурах. В условиях вакуума поверхность конструкционной реакторной стали покрывается тонкими пленками легко испаряющихся компонентов эвтектического сплава свинца и висмута, что способствует процессу смачивания.

Список литературы

1. Субботин В.И., Арнольдов М.Н., Козлов Ф.А., Шимкевич А.Л. Жидкометаллические теплоносители для ядерной энергетики // Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 1. – С. 31–42.
2. Емельяненко А.М., Бойнович Л.Б. Анализ смачивания как эффективный метод изучения характеристик покрытий, поверхностей и происходящих на них процессов (обзор) // Заводская лаборатория. (Диагностика материалов). – 2010 – Т. 76. – № 9. – С. 27–36.
3. Сумм Б.Д., Горюнов Ю.В. Физико-химические основы смачивания и растекания: Учебное пособие. – М.: Химия, 1976. – 232 с.
4. Алчагиров Б.Б., Хоконов Х.Б. Смачиваемость поверхностей твердых тел расплавами щелочных металлов и сплавами с их участием: Теория и методы исследования // ТВТ. – 1994. – Т. 34. – № 4. – С. 590–626; Эксперимент. Там же: Т. 4. – № 5. – С. 756–783.
5. Park J.J., Butt D.R., Beard C.A. Review of Liquid Metal Corrosion Issues for Potential Containment Materials for Liquid Lead and Lead-Bismuth Eutectic Spallation Targets as a Neutron Source // Nuclear Design and Engineering. – 2000. – V. 196. – P. 315–325.
6. Арнольдов М.Н., Каржавин В.А., Трофимов А.И. Основы метрологического обеспечения температурного контроля реакторных установок: Учебное пособие для вузов. – М.: Изд. дом МЭИ, 2012. – 243 с.
7. Алчагиров Б.Б., Дышекова Ф.Ф., Коков З.А., Кясова О.Х., Таова Т.М., Бесланеева З.О., Хоконов Х.Б. Экспериментальная установка для изучения смачиваемости жидкометаллическими расплавами поверхностей твердых тел // Известия РАН: Серия физическая. – 2017. – Т. 81. – № 5. – С. 703–708.
8. Коков З.А., Дышекова Ф.Ф., Коков А.А., Алчагиров Б.Б., Кегадуева З.А. Программа автоматизаций физического эксперимента по измерению поверхностного натяжения жидкостей методом лежащей капли // Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2015614191 от 08.04.2015.
9. Protsenko P., Terlain A., Jeymond M., Eustathopoulos N. Wetting of Fe-7.8 wt. % Cr stainless steel by molten Pb and Pb-17Li / Proceedings of the 10 International Conferenction on fusion reactor materials. –Germany: Baden-Baden, 2001. – P. 177–182.
10. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Субботин В.И. Испарение и конденсация металлов. – М.: Атомиздат, 1976. – 216 с.
11. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебно-справочное пособие для студентов специальностей: 14.03.05 – Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04 – Атомные электрические станции и установки. / Под общ. ред. проф. Кириллова П.Л.; 2-е изд., перераб. и доп. – М.: ИздАт, 2007. – 200 с.
12. Alchagirov B.B., Dysheikova F., Karamurзов B.S., Taova T.M., Khokonov Kh.B. Wettability of 12Cr18Ni10Ti Reactor Steel by the Eutectic Alloy of PbBiLi // Nineteenth Symposium on Thermophysical Properties, June 21–26, 2015. University of Colorado at Boulder, – USA: Colorado. – Paper ID 33–54.
13. Кашежев А.З., Мозговой А.Г., Понежев М.Х., Созаев В.А., Хасанов А.И. // Смачивание свинцом и висмутом реакторных сталей // Вестник КБГУ. Серия: физические науки. – 2008. – Вып. 11. – С. 7–8.
14. Терентьев Д.И., Барбин Н.М., Борисенко А.В., Алексеев С.Г., Попель П.С. Моделирование испарения расплавов Pb+Bi при различных давлениях // Тезисы докладов XIII Российской конференции по теплофизическим свойствам веществ (с международным участием). Новосибирск, 28 июня – 1 июля 2011. – Новосибирск: Изд-во Института теплофизики СО РАН, 2011. – С. 253–254.
15. Люблинский И.Е., Вертков А.В., Евтихин В.А. Физико-химические основы использования лития в жидкометаллических системах термоядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2007. – Вып. 4. – С. 13–44.

Влияние коррозии охлаждаемой поверхности на теплообмен при кипении недогретых жидкостей

Виноградов М. М., Рязанцев В. А., Канин П. К., Забиров А. Р., Ягов В. В.
 НИУ «МЭИ», Москва, Zabirov_arслан@gmail.com

Аннотация

В статье приведены результаты экспериментальных исследований по охлаждению образцов с разным состоянием поверхности на нестационарный режим охлаждения. Выявлен значительный рост температуры начала интенсивного режима охлаждения на образце с оксидированной поверхностью. Приводится объяснение этого явления с помощью приближенной модели возникновения режима интенсивного теплообмена при пленочном кипении недогретой жидкости.

Ключевые слова: кипение, теплообмен, повторный залив, оксидированная поверхность.

Введение

В случае возникновения аварии на АЭС с потерей теплоносителя, в активной зоне происходит резкий рост температуры тепловыделяющих сборок. Для предотвращения их расплавления, через аварийные каналы активная зона реакторной установки заливается водой, и начинается процесс захлаживания, сопровождающийся явлением повторного смачивания твэлов водой. Главным при этом является обеспечение максимальных темпов охлаждения, и избегание малоинтенсивного пленочного кипения.

Исследование взаимодействия между поверхностью, нагретой существенно выше температуры предельного перегрева, и недогретой водой может быть полезным также и для понимания природы парового взрыва. Крупномасштабный паровой взрыв может произойти на таких промышленных объектах, где теоретически возможен контакт горячего тела с охлаждающей жидкостью. Приведем некоторые из них:

1. Атомная энергетика. Паровой взрыв может возникнуть при тяжелой аварии, когда расплав активной зоны реактора взаимодействует с холодной водой.

2. Целлюлозно-бумажное производство. Для отделения целлюлозы от лигнина смесь опилок и воды нагревают до высоких температур под большим давлением. После резкого сброса давления, вода вскипает взрывным образом.

3. Производство и добыча сжиженных газов. Опасность попадания сжиженных газов или, например, гидрата метана в горячую среду (в воду) или разгерметизация сосудов хранения.

4. Metallургия. Попадание высокотемпературных расплавленных материалов (сталь, алюминий, кобальт, никель) в воду.

Процесс развития парового взрыва состоит из последовательных стадий начального перемешивания, инициирования, тонкой фрагментации капель расплава и расширением продуктов взрыва в окружающее пространство. Изучение этого явления привело к открытию интенсивного теплообмена при плёночном кипении недогретой воды [1, 2]. Английские специалисты (Hewitt G.F. и Kenning D.B.R.) в 1986 г. первыми охарактеризовали этот процесс как особый режим теплообмена при кипении, названный «микро-пузырьковым» кипением (micro-bubble boiling). Этот режим наблюдается при кипении воды, недогретой более чем на 20 К, и характеризуется разрушением паровой плёнки при средней температуре охлаждаемой поверхности существенно выше температуры предельного перегрева жидкости. Плотности теплового потока в подобных условиях могут превышать 5 МВт/м² (из экспериментов на металлических сферических образцах), что совершенно не характерно для устойчивого плёночного кипения и является причиной множества заблуждений о природе процесса. Есть мнение, что процесс микропузырькового кипения может являться триггером для возникновения парового взрыва. Чтобы выявить механизмы и закономерности наступления этого необычного режима кипения, на кафедре ИТФ МЭИ были реализованы эксперименты по охлаждению высокотемпературных шаров из разных материалов (никель, нержавеющая сталь, медь) в различных жидкостях (вода, этанол, изопропанол, перфторгексан, различные бинарные смеси) [3–6]. Согласно предложенной авторами доклада приближённой полуэмпирической модели, на наступление процесса

микро-пузырькового кипения кроме свойств охлаждающей жидкости, влияют свойства поверхности охлаждаемого тела, в частности шероховатость и коэффициент тепловой активности материала тела. Чем ниже коэффициент тепловой активности металла, при тем большей температуре поверхности наступит интенсивный режим охлаждения. Таким образом, наличие покрытий (например, оксидных плёнок) на охлаждаемой поверхности может существенно влиять на скорость охлаждения горячих тел. В 2014 г. вышла в свет статья J. Vuongiorno, представляющего Массачусетский Технологический Институт [6]. В статье рассматривается влияние микро-структуры поверхности тела на характер его охлаждения. Примечательно, что эта работа имеет «атомную» направленность, и посвящена вопросам теплообмена при повторном смачивании.

Описание эксперимента

Программа выполненных исследований включает эксперименты с использованием шаров разного диаметра из различных металлов в различных охлаждающих жидкостях. Стенд рассчитан на проведение опытов в интервале давлений от атмосферного до 1,0 МПа и температур охлаждающей жидкости от $-80\text{ }^{\circ}\text{C}$ до $100\text{ }^{\circ}\text{C}$. Экспериментальный стенд «Режимы охлаждения высокотемпературных поверхностей» был создан в 2013 году по программе развития материальной базы НИУ «МЭИ». Фотография стенда представлена на рис. 1, а рабочая схема на рис. 2.



Рис. 1. Фотографии экспериментального стенда:
a – сварочные работы; *b* – пример сварного шва; *c* – опрессовка установки;
d – готовая экспериментальная установка

Основой стенда является герметичный корпус экспериментальной камеры (6) выполнен из нержавеющей стальной трубы внешним диаметром 219 мм с толщиной стенки 10 мм. В его верхней части размещена медная катушка внутренним диаметром 50 мм (2) ВЧ индукционного нагревателя (3); в нижнюю часть объемом 25 л заливается охлаждающая жидкость, температура которой поддерживается на заданном уровне с помощью термостата (8) мощностью 1,9 кВт и связанного с ним, погруженного в жидкость змеевика (7) с площадью поверхности теплообмена $0,224\text{ м}^2$.

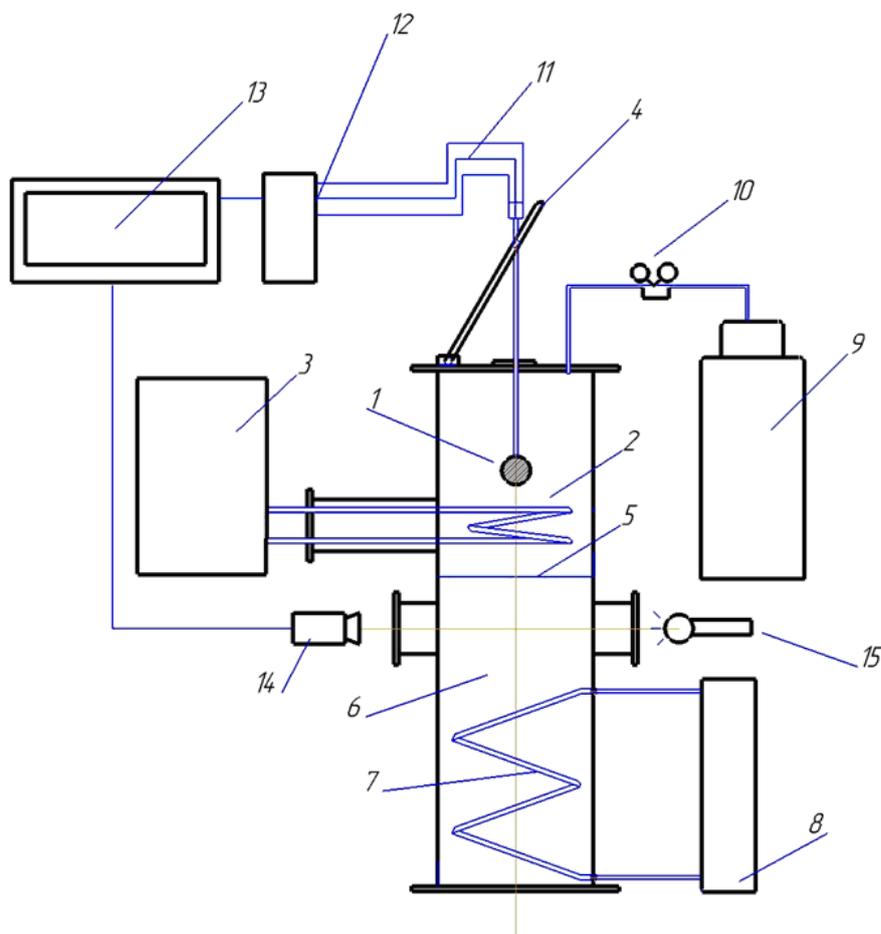


Рис. 2. Схема экспериментального стенда:

- 1 – рабочий участок; 2 – катушка индуктора; 3 – ВЧ индуктор; 4 – механизм перемещения рабочего образца; 5 – диафрагма; 6 – экспериментальная камера; 7 – спираль теплообменника; 8 – термостат с циркуляционным контуром; 9 – баллон со сжатым инертным газом; 10 – редуктор и манометр; 11 – термопары рабочего образца; 12 – измерительный модуль; 13 – персональный компьютер; 14 – скоростная цифровая видеокамера; 15 – система освещения

Зона нагрева отделена от объема жидкости тонкой металлической диафрагмой (5), экраняющей охлаждающую среду от теплового излучения и брызг охлаждающей жидкости. Металлический шар (1) в начале эксперимента посредством рычажной системы перемещения рабочего образца (4) устанавливается внутри катушки (2). Нагрев контролируется с помощью размещенных внутри шара термопар. Мощность ВЧ индуктора составляет 7,5 кВт, что позволяет получить высокую скорость нагрева; в щадящем режиме, обеспечивающем равномерный контролируемый прогрев, шар нагревается до 800 °С менее чем за 5 минут. Предусмотрена возможность проведения нагрева рабочего образца в среде инертного газа (аргона или азота), поступающего из баллона (9).

Нагретый шар перемещается в объем охлаждающей жидкости на уровень смотровых окон, выполненных из кварцевого стекла толщиной 10 мм. Во время охлаждения сигнал от термопар (11) поступает через коннектор NI SCXI-1303 на измерительный модуль NI SCXI-1102 (12), который является частью сборки на основе NI SCXI-1001. Регистрация сигнала от каждой термопары осуществляется с частотой 100 Гц. Результаты измерений через USB-интерфейс поступают на персональный компьютер (13), где в программе Lab View строится зависимость температуры от времени. В ряде режимов одновременно с получением термограмм осуществляется съемка процессов, происходящих на поверхности охлаждаемого шара, на скоростную цифровую видеокамеру (14) в проходящем свете от галогенной лампы (15); видеозапись сохраняется на жестком диске персонального компьютера.

На рис. 3 приведена схема рабочего участка с 5 термопарами. В шаре монтируются 5 хромель-алюмелевых термопар: четыре на поверхности в точках с полярным углом $\theta = 50, 90, 135$ и 180° и одна в центре. В большинстве случаев использовались кабельные термопары с диаметром электродов 0,2 мм; наружный диаметр кабеля термопары не превышал 1 мм.

Градуировка термопар, заложенных в рабочие участки, была проведена на участке температур от 20 до 100 °С. Это было обусловлено отсутствием образцового прибора, который выдавал бы сигнал при более высоких температурах. В результате градуировки был сделан вывод о том, что для данных термопар можно пользоваться стандартной градуировочной зависимостью. Погрешность измерения температуры составляет ± 1 °С в диапазоне от -40 до $+275$ °С. Максимальное отклонение наблюдается при 700 °С и составляет 2,8 °С.

Суть экспериментов заключалась в проведении опытов на образце из нержавеющей стали (см. рис. 4 а) и на образце, поверхность которого подверглась коррозии (см. рис. 4 б). Коррозия образовалась путем выдерживания образца при высоких температурах в воздухе.

На рис. 5 представлена фотография приповерхностного среза оксидированного шара. Анализ показал, что толщина оксидного слоя варьируется от 10 до 30 мкм; структура слоя пористая и гетерогенная.

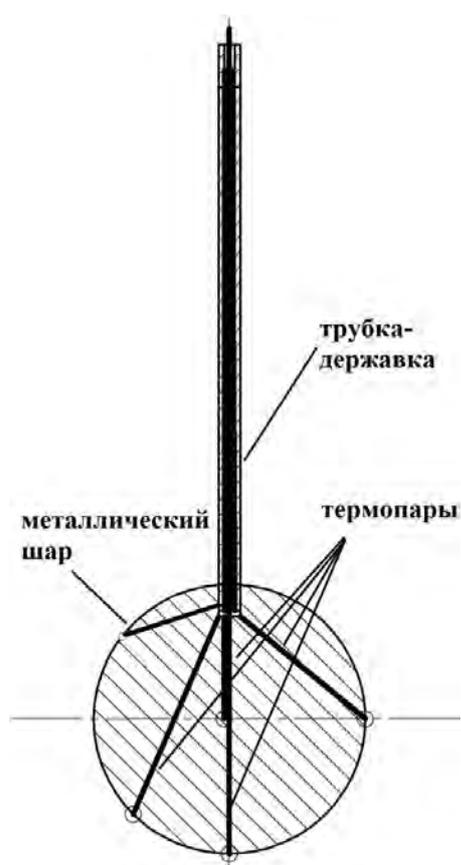


Рис. 3. Схема рабочих участков



Рис. 4. Фотографии образца из нержавеющей стали с полированной поверхностью (а) и образца из углеродистой стали с коррозией на поверхности (б)

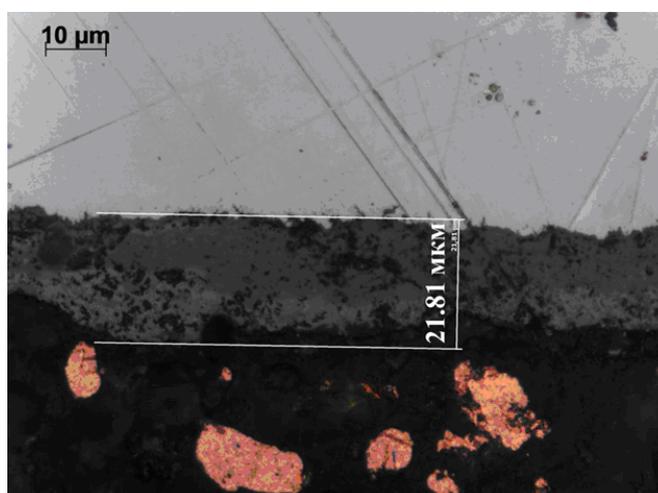


Рис. 5. Фотография среза «оксидированного» шара диаметром 39 мм

Результаты и обсуждение

Эксперименты были проведены на двух образцах из нержавеющей и углеродистой стали в воде при разных недогревах. На рис. 6 приведены экспериментальные термограммы для трех значений недогревов $\Delta T_{sub} = 10, 30$ и 40 К (что соответствует температурам воды $90, 70$ и 60 °С). Цифрой 1 обозначены осредненные температуры поверхности для гладкого нержавеющей образца, а цифрой 2 для углеродистого образца с оксидированной поверхностью. Из рисунка видно, что при температуре охлаждающей воды $T_{liq} = 90$ °С, в условиях устойчивого пленочного кипения процесс охлаждения для двух образцов не отличается ни темпом, ни значением температуры перехода к интенсивному режиму охлаждения. Это объясняется тем, что в условиях малых недогревов, толщина паровой пленки превосходит высоту шероховатости поверхности, что делает невозможным продолжительный контакт жидкости со стенкой. Этот результат подтверждает гипотезу авторов из ОИВТ РАН, которые в статье [7] высказали предположение об отсутствии фрагментации горячих капель при малых недогревах охладителя: «Можно предполагать, что отсутствие тонкой фрагментации горячих капель и парового взрыва при малых недогревах холодного теплоносителя может быть обусловлено этим увеличением толщины парового слоя, вызванного интенсификацией испарения с поверхности раздела, резким снижением вероятности прямого контакта горячей и холодной жидкостей, взрывного вскипания холодной жидкости и генерации импульса давления».

Однако с ростом недогрева увеличивается значение температуры поверхности, при которой начинается режим интенсивного охлаждения.

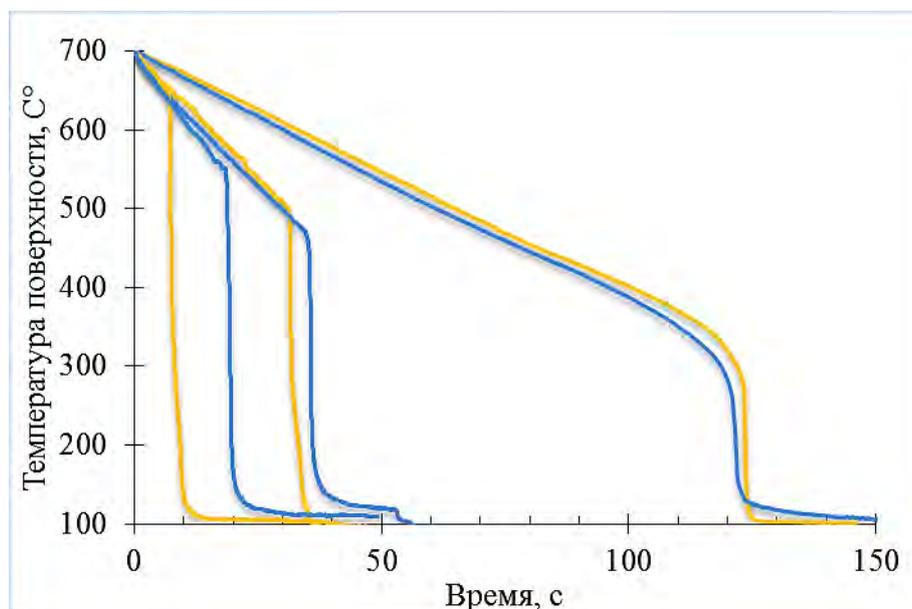


Рис. 6. Экспериментальные термограммы для трех значений недогревов $\Delta T_{sub} = 10, 30$ и 40 К (что соответствует температурам воды $90, 70$ и 60 °С):

1 – осредненные температуры поверхности для гладкого нержавеющей образца; 2 – осредненные температуры поверхности для углеродистого образца с оксидированной поверхностью

Так, при недогреве в 30 К, переходная температура для оксидированной поверхности составляет 500 °С, что на 30 К выше, чем для гладкой поверхности нержавеющей шара. При недогреве в 40 К эта разница составляет уже почти 80 К, и температура перехода для оксидированного образца составляет 650 °С. Отметим еще раз, что в режиме устойчивого пленочного кипения, когда температура поверхности выше температуры перехода, темпы охлаждения для обоих образцов одинаковы.

Удивительные результаты были получены на образце с оксидированной поверхностью при еще больших недогревах. На рис. 7 представлены термограммы для охлаждения указанных ранее образцов в воде с температурой 50 °С (недогрев, соответственно, $\Delta T_{sub} = 50$ К). Если для образца из нержавеющей стали с гладкой поверхностью в начале охлаждения наблюдается достаточно продолжительный участок устойчивого пленочного кипения, то для оксидированного образца режим интенсивного охлаждения начинается сразу после опускания его в воду. Средняя температура поверхности для оксидированного образца, при этом составляет 900 °С. Это

значение на 300 К выше, чем для образца из нержавеющей стали с гладкой поверхностью, и примерно на 600 К выше, чем критическая температура воды. При этом, на шаре с оксидированной поверхностью наблюдаются огромные темпы охлаждения и отводятся огромные тепловые потоки порядка МВт/м². В одном из экспериментов образец треснул, не выдержав огромных термических напряжений.

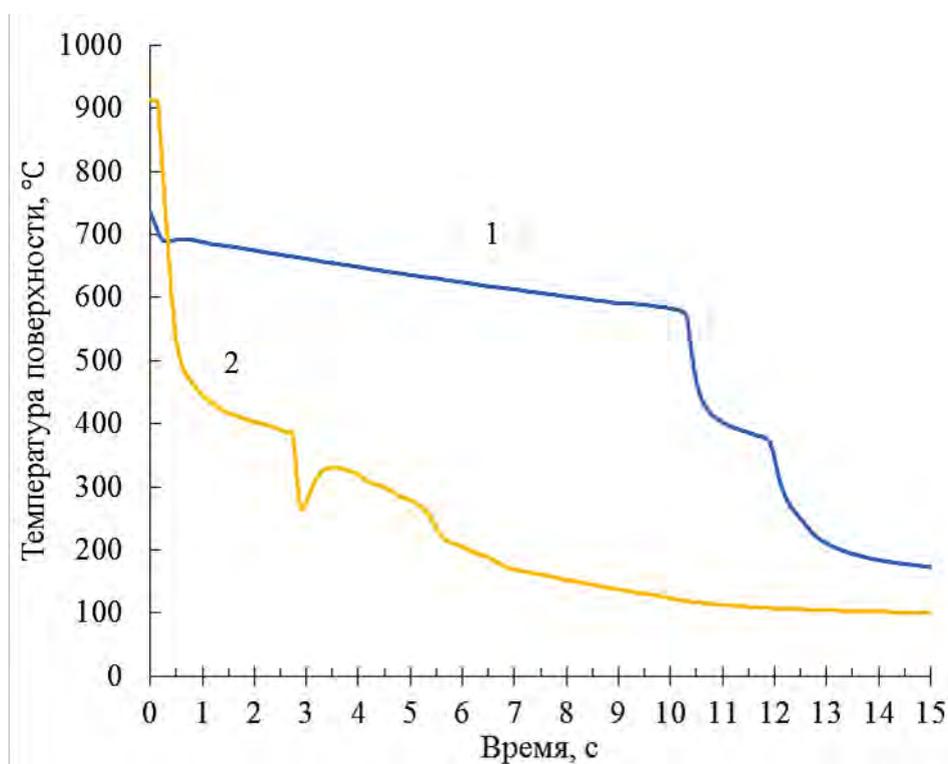


Рис. 7. Термограммы для охлаждения указанных ранее образцов в воде с температурой 50 °C (недогрев, соответственно, $\Delta T_{\text{sub}} = 50$ K)

Объяснить полученные результаты способна приближенная модель возникновения режима интенсивного теплообмена при пленочном кипении недогретой жидкости, разработанная авторами [8]. В основу модели положена гипотеза об условиях возникновения режима интенсивного теплообмена при пленочном кипении недогретой жидкости. Наличие элементов шероховатости (выступов) охлаждаемой поверхности и волн на межфазной поверхности пар/жидкость может вызывать появление точечных контактов жидкость/стенка. Охлаждение выступов поверхности ниже температуры предельного перегрева жидкости представляется тем более вероятным, что некоторые из них могут иметь отличия в химическом составе в сравнении с основным материалом охлаждаемого тела. Такие смоченные микроучастки поверхности вполне могут существовать в условиях, когда усредненная температура поверхности намного превышает T_{lim} , при этом вероятность их появления тем выше, чем ниже коэффициент тепловой активности материала.

На границе жидкости, контактирующей с горячей поверхностью, то есть на линии контакта трех фаз происходит испарение с огромной интенсивностью. Если этот тепловой поток равен или превышает тепловой поток, поступающий в зону интенсивного охлаждения из прилегающих областей охлаждаемого тела, то эта зона будет существовать (или расширяться), создавая условия для высокой средней интенсивности теплообмена. Равенство тепловых потоков, обусловленных интенсивным испарением у границы смоченного участка и притоком тепла из охлаждаемого тела по механизму нестационарной теплопроводности, определяет условие возникновения режима интенсивного теплообмена при пленочном кипении недогретой жидкости. В качестве «нулевого приближения» это условие можно представить, как:

$$K_0 = C_0 \cdot \frac{h_{\text{гс}}/\nu}{\Delta T_0 (\rho c \lambda / t_0)^{1/2}}.$$

Таким образом, из модели следует, что рост температуры перехода к интенсивному режиму охлаждения, при прочих равных условиях, выше для образца с более низким коэффици-

ентом тепловой активности. Для оксидного слоя на поверхности образца, коэффициент тепловой активности меньше, чем для чистой стали, что и объясняет более высокие значения температуры начала интенсивного режима охлаждения. Для количественного подтверждения необходимо измерить этот параметр для оксидного слоя и определить толщину пристенного слоя, влияющая на исследуемый процесс. Это определяет направление дальнейших исследований авторов.

Список литературы

1. Aziz G.F. Hewitt D.B.R. Heat transfer regimes in forced-convection film boiling on spheres // Proc. 8th Int. Heat Transfer Conf. – 1986. – V. 5. – P. 2149–2154.
2. Zvirin G.F. Hewitt D.B.R. Boiling on free falling spheres: drag and heat transfer coefficient // Exp. Heat Transfer. – 1990. – V. 3. – P. 185–214.
3. Yagov V.V., Zabiroy A.R., Kaban'kov O.N., Minko M.V. Heat transfer during cooling of high temperature spheres in subcooled water at different pressures // Intern. J. Heat and Mass Transfer. – 2017. – V. 110. – P. 219–230.
4. Yagov V.V., Lexin M.A., Zabiroy A.R., Kaban'kov O.N. Film boiling of subcooled liquids. Part I: Leidenfrost phenomenon and experimental results for subcooled water // Intern. J. Heat and Mass Transfer. – 2016. – V. 100. – P. 908–917.
5. Yagov V.V., Lexin M.A., Zabiroy A.R., Denisov M.A. Film boiling of subcooled liquids. Part II: Steady regimes of subcooled liquids film boiling // Intern. J. Heat and Mass Transfer. – 2016. – V. 100. – P. 918–926.
6. Buongiorno J. Can cottsion and CRUD actually improve safety marginsin LWRs? // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 63. – P. 9–21.
7. Ивочкин Ю.П., Вавилов С.Н., Зейгарник Ю.А., Кубриков К.Г. К вопросу об отсутствии фрагментации горячих капель при малых недогревах охладителя // Теплофизика и аэромеханика. – 2012. – Т. 19. – № 4.
8. Yagov V.V., Zabiroy A.R., Kanin P.K. Heat Transfer at Cooling High-temperatyre Bodies in Subcooled Liquids // International Journal of Heat and Mass Transfer. – 2018.

Работа выполнена на кафедре инженерной теплофизики им. В.А. Кириллина НИУ «МЭИ» при финансовой поддержке Российского Научного Фонда (грант №17-79-20402).

О возможности применения тепловых труб в инновационных ядерных и неядерных технологиях

Аксенов Ю. В., Логинов Н. И., Михеев А. С.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, mikheyev@ippe.ru

Аннотация

На примере модели длинной натриевой тепловой трубы с соотношением $L/D \approx 100$ экспериментально показана возможность создания крупногабаритных высокотемпературных тепловых труб различного назначения. Приведены примеры разработки в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» устройств, использующих при функционировании свойство изотермичности тепловой трубы: вакуумная изотермическая капсула, термостат для обработки электронных материалов, модель абсолютно черного тела, изотермические пресс-формы для формования изделий из стекла, тепловые панели для химических конверторов.

Ключевые слова: тепловая труба, ядерные, химические и электронные технологии, теплоперенос, термостатирование, изотермические условия, синтез, термообработка.

Тепловая труба является автономным теплопередающим устройством, в котором перенос тепла осуществляется за счет процессов испарения и конденсации в виде скрытой теплоты парообразования. Естественная циркуляция теплоносителя в замкнутом двухфазном контуре осуществляется в результате действия силы тяжести и/или действия капиллярных сил в порах капиллярно-пористой структуры.

Благодаря тому, что тепловая труба работает на естественных принципах, ее использование привлекательно в ядерной технологии для создания пассивных систем безопасности. Одной из таких систем реакторных установок является система аварийного отвода тепла (расхолаживания). Задача этой системы – отвод остаточного тепловыделения к конечному поглотителю (обычно воздуху) в условиях, когда активные системы уже не могут быть задействованы или же не справляются. Другими возможными применениями тепловых труб для увеличения безопасности, надежности и эффективности реакторных установок могут быть:

- охлаждение оборудования реакторной установки, в том числе, встроенного в бак реактора;
- подвод высокопотенциального тепла из бака реактора (активной зоны) к потребителю для реализации энерготехнологических циклов и/или технологических нужд;
- термостатирование и термостабилизация оборудования реакторной установки и др.

Благодаря таким присущим тепловым трубам свойствам, как работа в близком к изотермическому режиму и способности к трансформации теплового потока, они могут быть использованы в инновационных химических технологиях. Наибольший интерес представляют газофазные каталитические процессы с изотермическими условиями для катализатора и близкими к изобарическим условиям для обрабатываемой среды. При этом достигается максимальная эффективность процесса конверсии углеводородов. Синтез большинства ценных углеводородов производят при температурах не более 600 °С. Высокооктановый бензин из метанола или синтез газа получают при температуре 300–450 °С, синтез протекает с выделением тепла.

Для доказательства осуществимости создания крупногабаритных систем теплопереноса на базе тепловых труб для реакторных (химической и ядерной) технологий создана экспериментальная модель тепловой трубы высотой 10 м, отношением длина/диаметр ~ 100 с корпусом из нержавеющей стали 12X18H10T и жидкометаллическим теплоносителем – натрием. Модель испытана на стенде с электрообогревом и контролируемым сбросом тепла (методом калориметрии) при температуре до 600 °С. Схематическое изображение модели с фотографией общего вида приведено на рис. 1. Длина зоны подвода тепла составляет 1,006 м, зоны отвода тепла – 8,04 м. В зоне подвода тепла по всей ее длине установлен простой фитиль из нескольких слоев нержавеющей сетки. Для размещения средств измерения температуры внутри тепловой трубы вдоль ее оси размещены две гильзы, сделанные из нержавеющей трубки диаметром 14×2 мм.

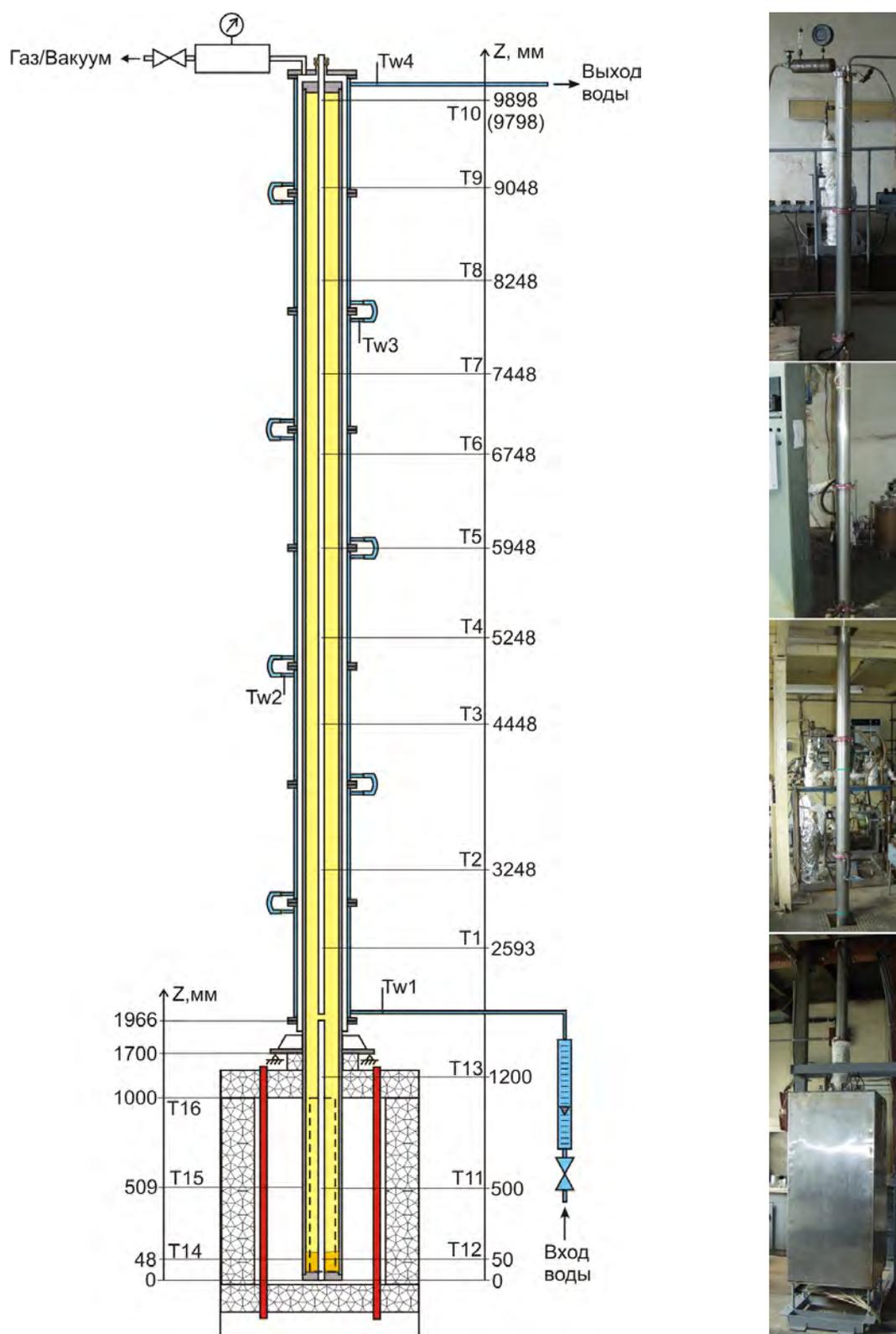


Рис. 1. Схема экспериментальной модели и ее внешний вид

Одна гильза длиной 1,99 м приварена к дну тепловой трубы в зоне подвода тепла, а другая, длиной 8,104 м, – к торцевой заглушке на противоположном конце устройства. На незакрепленных концах гильзы дистанционированы от стенки. Крепление модели тепловой трубы на стенде производилось с помощью лап, приваренных к модели чуть выше зоны подвода тепла. Выше лап к корпусу через тепловую развязку приварен фланец для подсоединения водяных холодильников. Для отвода тепла используется 8 последовательно расположенных по длине зоны отвода тепла холодильников. Стыковка холодильников друг с другом осуществляется с помощью фланцевых соединений. Холодильники установлены с радиальным зазором 3,5 мм от

корпуса тепловой трубы. Расход воды регулируется по ротаметру с помощью вентиля, установленного на входе в сборку холодильников. Для контроля давления в зазоре между тепловой трубой и сборкой холодильников к крышке модели приварен буферный объем, на котором располагаются мановакууметр и термодатчик вакуумной лампы. Регулирование давления производится газовым вентилем, соединенным с газо-вакуумной системой.

Подвод тепла к тепловой трубе осуществляется тепловым излучением в специально изготовленной электрической печи. Для удобства обслуживания печь выполнена на общей опорной конструкции раздвижной, из двух независимых половин. В качестве нагревательных элементов используются карбидокремниевые стержни длиной 2 м, объединенные в 6 групп с независимым электропитанием.

Основными измеряемыми параметрами являются расход и температура охлаждающей воды, температуры вдоль тепловой трубы, температура воздуха в помещении и давление газа в зазоре. Кроме того, контролируются напряжение и электрический ток через нагреватели.

Расход воды измерялся стеклянным поплавковым ротаметром марки РМ-1,6ж (ГОСТ 13045-81). Кабельные термодатчики Тw1-Тw4 с номинальной статической характеристикой хромель-копель, измеряющие температуру воды в местах, указанных на рисунке 1, прошли индивидуальную градуировку в диапазоне температуры 22–100 °С на установке КТ-500 методом сличения с образцовым термометром ПТС-10 II-го разряда. Максимальное отклонение от номинальной статической характеристики составило 0,78 °С. Максимальная разница показаний между термодатчиками при одной и той же температуре равна 0,23 °С. При выполнении экспериментов измерительные части термодатчиков помещались в чехлы диаметром 3×0,5 мм и длиной 40 мм. Для обеспечения хорошего теплового контакта между термодатчиком и чехлом в него заливалось вакуумное масло. Для измерения температуры вдоль тепловой трубы (Т1-Т16) использовались кабельные термодатчики с номинальной статической характеристикой хромель-алюмель диаметром 1,5 мм.

Мощность, переносимая тепловой трубой, определялась калориметрическим методом и рассчитывалась по формуле:

$$Q = G \int_{T_{\text{вх}}}^{T_{\text{вых}}} C_p(T) dT ,$$

где $G = \rho V$ – массовый расход воды, ρ – плотность воды, V – объемный расход воды, $C_p(T)$ – удельная изобарная теплоемкость воды, $T_{\text{вх}}, T_{\text{вых}}$ – температура воды на входе и выходе холодильника. Неисключенная систематическая погрешность косвенного измерения мощности, найденная методом линеаризации, составила 1,3 % (при доверительной вероятности 0,95). Мощность определялась для 3 участков зоны теплоотвода:

- участок 1, занимаемый холодильниками 1 – 3 (между термодатчиками Тw1 и Тw2);
- участок 2, занимаемый холодильниками 4 – 6 (между термодатчиками Тw2 и Тw3);
- участок 3, занимаемый холодильниками 7 – 8 (между термодатчиками Тw3 и Тw4).

Давление буферного газа в зазоре измерялось с помощью мановакууметра класса 1.5. Давление остаточных газов в зазоре контролировалось с помощью термодатчика ПМТ-2 (погрешность – ±60 %) и вакуумметра ВИТ-1.

Сигналы с преобразователей температуры выводились на компьютерную измерительную систему. Период измерений составлял 4,1 с. Компьютер под управлением операционной системы DOS осуществлял первичную обработку данных, их визуализацию на экране монитора и запись на диск для последующего анализа.

В результате экспериментальных исследований получены поля температуры и характеристики теплопередачи, а также изучен характер поведения модели в пусковых и переходных режимах при изменении условий подвода или отвода тепла.

Исследования запуска тепловой трубы проводились при разных мощностях, подводимых в зону нагрева. В зазоре между тепловой трубой и холодильниками – вакуум, поддерживаемый непрерывной откачкой. Время запуска из состояния с замороженным натрием составило 14780 с (4,11 ч) для мощности 15,64 кВт. С уменьшением подводимой мощности время запуска тепловой трубы увеличивается.

Переходной режим работы тепловой трубы реализовывался в результате ступенчатого изменения подводимой мощности. Исследования проводились при непрерывно вакуумируемом зазоре. Скачкообразное увеличение подводимой мощности с 15,5 до 28 кВт приводило к пере-

ходному процессу, переводящему тепловую трубу в новое тепловое состояние. Длительность переходного процесса составила 2300 с.

На рис. 2 приведено распределение температуры вдоль тепловой трубы в установившихся режимах работы на различных уровнях теплопереноса. Видно, что при температуре тепловой трубы выше 450 °С перепад температуры по высоте зоны отвода тепла не превышает 5 °С на разных уровнях мощности.

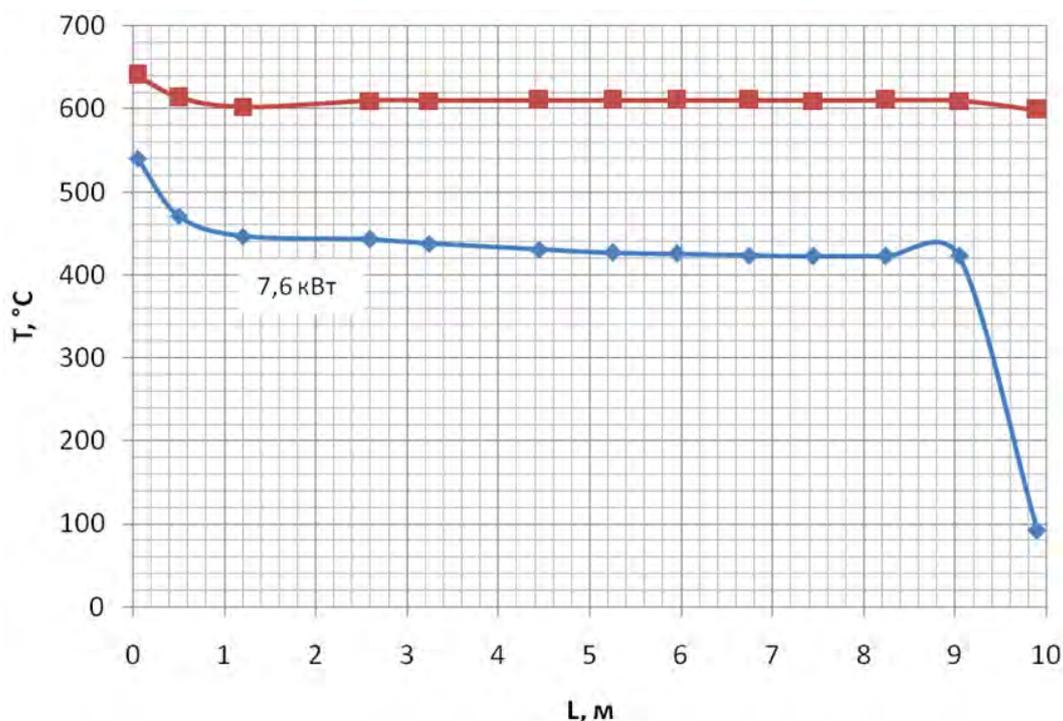


Рис. 2. Распределение температуры по длине тепловой трубы в установившемся режиме при разном теплопереносе (в зазоре – вакуум)

Таким образом, проведенные экспериментальные исследования теплопередающих характеристик модели тепловой трубы с натриевым теплоносителем с соотношением $L/D \approx 100$ подтвердили возможность создания крупногабаритных тепловых труб для реакторных технологий. В частности, можно создавать тепловые трубы больших размеров для передачи тепла от источника тепла (инфракрасной горелки) к рабочей среде химического реактора для осуществления эндотермических реакций.

Ключевое свойство изотермичности тепловой трубы позволяет использовать ее для реализации следующих технологических процессов:

- термообработки изделий (спекание пористых материалов, снятие механических напряжений в материалах для электроники);
- для нужд метрологии (калибровка пирометров, тепловизоров);
- охлаждения при формовании термочувствительных материалов (стекло, пластмасса, пористые материалы);
- нагрева или охлаждения среды при проведении процесса каталитической конверсии углеводородов.

Рассмотрим каждый из перечисленных выше пунктов на примере выполненных в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработок.

В 1996 г. разработан, изготовлен и испытан опытный образец вакуумируемой изотермической капсулы на основе высокотемпературной тепловой трубы. Изотермическая капсула является основным конструктивным элементом вакуумной электропечи, в которой производится спекание пористых материалов. Она состоит из коаксиальной кольцевой тепловой трубы, водяного холодильника и разъемного фланцевого соединения, через которое осуществляется загрузка образцов. Рабочее положение изделия – горизонтальное. Водяной холодильник включен в конструкцию для удобства эксплуатации, чтобы в качестве уплотнения использовать обычную вакуумную резину. Технические характеристики капсулы приведены в таблице 1. Общая длина капсулы, исключая патрубки, – 702 мм. Простой фитиль изготовлен из нержавеющей

сетки саржевого плетения. Конструкционный материал корпуса изделия – сталь ЭИ-732. На рис. 3 приведены распределения температуры внутри капсулы на разных уровнях температуры. За начало отсчета принята торцевая (дальняя от охлаждаемого фланца) часть капсулы. Измерения температуры проводились с помощью термопары кабельного типа с номинальной статической характеристикой хромель-алюмель. Изотермическая капсула до сих пор находится в эксплуатации. Средняя наработка в год составляет примерно 1000 часов.

Таблица 1

Технические характеристики изотермической капсулы

Параметр	Значение
Рабочий диапазон температуры, °С	700–850
Рабочее вещество	натрий
Максимальное давление в тепловой трубе, кПа (абс.)	100
Рабочее давление внутри капсулы, Па	1–10
Внутренний диаметр капсулы, мм	40
Внешний диаметр капсулы (по тепловой трубе), мм	73
Длина изотермической зоны, мм	450
Перепад температуры в изотермической зоне, °С	< 8
Расход охлаждающей воды, л/мин	10

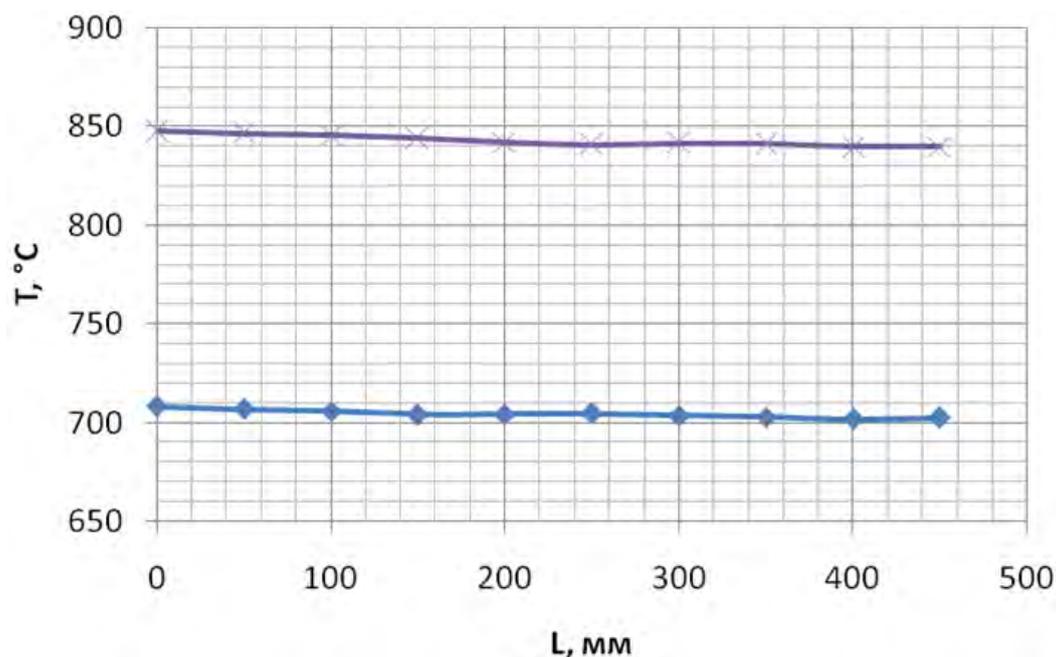


Рис. 3. Распределение температуры вдоль изотермической капсулы

В 2008 г. разработан высокотемпературный термостат колодезного типа на базе тепловой трубы. Он используется для изотермического отжига кварцевой оснастки, применяемой при производстве полупроводниковых материалов. Внешний вид термостата показан на рис. 4 (колодцы закрыты теплоизолирующими пробками). Технические характеристики термостата даны в таблице 2.

Подвод тепла к термостату осуществляется с боковой поверхности. Конструкция термостата допускает его вращение вокруг собственной оси с частотой до 1500 об/мин.

Испытания термостата производились в статических условиях. Нагрев осуществлялся с боковой стороны электрическим нагревателем. Нижняя часть нагревателя начиналась на расстоянии 150 мм от нижнего края термостата. Мощность нагревателя при напряжении 220 В составляла 5,8 кВт. Термостат был установлен на мат из теплоизоляции марки «Суперсил» толщиной 20 мм. Боковая поверхность и верхняя часть также были покрыты одним слоем теплоизоляции из этого материала. Регулирование мощности нагревателя осуществлялось терморегулятором марки «Термодат», в котором реализован метод ПИД-регулирования. Погрешность поддержания температуры во времени – не более 0,1 °С.



Рис. 4. Высокотемпературный термостат колодезного типа

Таблица 2

Технические характеристики термостата колодезного типа

Наименование параметра	Значение
Количество колодцев	3
Конструкционный материал	сталь 12Х18Н10Т
Рабочая жидкость	калий
Диапазон рабочих температур, °С	450 – 600 (кратковременно до 650)
Радиальный градиент температуры в колодце, °С/см	0,01 (в зоне высотой 150 мм от отметки «0»)
Осевой градиент температуры в колодце, °С/см	0,01 (в зоне высотой 150 мм от отметки «0»)
Диаметр колодца, мм	80
Глубина колодца, мм	363
Диаметр корпуса, мм	270
Высота корпуса, мм	577
Высота термостатирующей части, мм	425
Диаметр гильзы для датчика температуры, мм	4
Масса, кг	
– чистая;	45
– с медным блоком и крышками	58
Примечание. За отметку «0» принимается дно колодца	

Измерения проводились в колодце № 2. На дно колодца была помещена медная втулка с отверстиями. Измерения проводились в каналах 0–7 как показано на рис. 5. Погрешность измерения температуры составила 0,25°С. Результаты измерения представлены на рис. 6. Начало отсчета – дно колодца.

В 2008 г. изготовлен высокотемпературный термостат для метрологических целей – модели абсолютно черного тела (АЧТ). Термостат предназначен для градуировки пирометров. Технические характеристики термостата приведены в таблице 3. Внешний вид одного из вариантов термостата – на рис. 7.

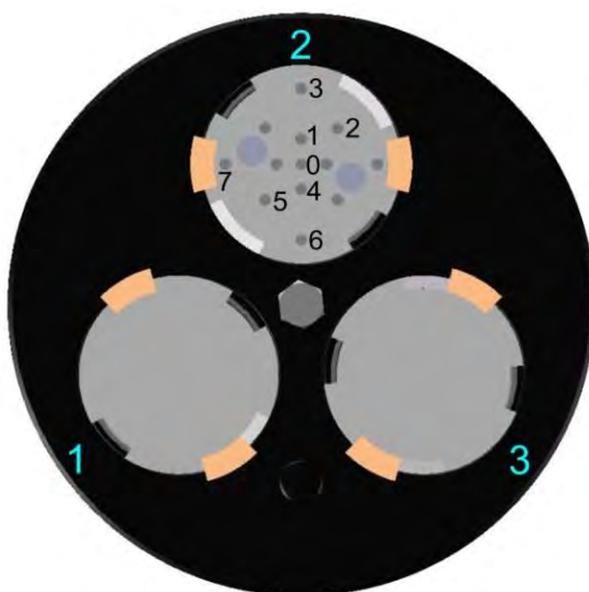


Рис. 5. Расположение каналов измерения в колодце

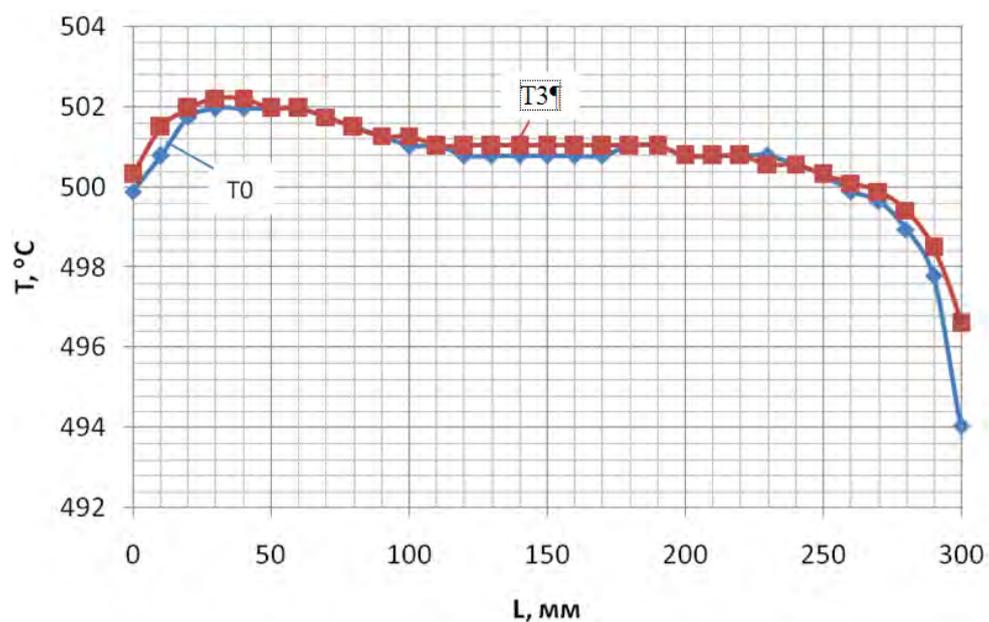


Рис. 6. Результаты измерения поля температуры в колодце № 2 термостата (от дна колодца)



Рис. 7. Термостат для метрологических целей (модель АЧТ)

Технические характеристики термостата-модели АЧТ

Наименование параметра	Значение
Рабочий диапазон температуры, °С	450–800
Градиент температуры на поверхности, °С/см	0,01 (в зоне длиной 0,2 м в середине изделия)
Рабочая жидкость	Натрий
Длина изделия, мм	550
Диаметр внутренний, мм	71
Конструкционный материал	Сталь ЭИ-732
Масса, кг	7,6

Производство изделий из стекла методом прессования широко распространено, так как этот процесс является наиболее производительным. Однако его применение ограничено несколькими обстоятельствами. При производстве изделий с заданными светотехническими характеристиками, таких как светорассеиватели навигационных огней воздушных и морских судов, автомобилей, оптические линзы и отражатели, экраны телевизионных кинескопов, а также художественных изделий из хрусталя брак достигает 90 %. Лишь от 10 до 50 % изделий удовлетворяют всем требованиям. Существует три основных вида брака, связанные с пресс-формой: образование окалины в наиболее горячей части матрицы и пуансона, «посечка» (образование трещин в наиболее холодном месте пресс-формы) и «кованость» (волнистость поверхности изделия).

Все три вида брака можно уменьшить или устранить полностью, если обеспечить одинаковую температуру по всей рабочей поверхности пуансона во время прессования, то есть от момента падения капли в матрицу до удаления изделия из пресс-формы. Опыт создания изотермических пресс-форм показал, что применение принципа тепловой трубы позволяет:

- выровнять температуру рабочей поверхности пресс-формы и тем самым улучшить качество изделий из стекла (превосходная поверхность и оптические свойства);
- снизить процент брака и уменьшить материалоемкость изделий;
- интенсифицировать охлаждение пресс-формы и, следовательно, увеличить производительность процесса прессования;
- осуществлять надежный контроль температуры пресс-формы в процессе формования.

В качестве примера на рис. 8 показан комплект пресс-форм, работающих на принципе тепловой трубы, для формования кастрюльки из термостойкого стекла.

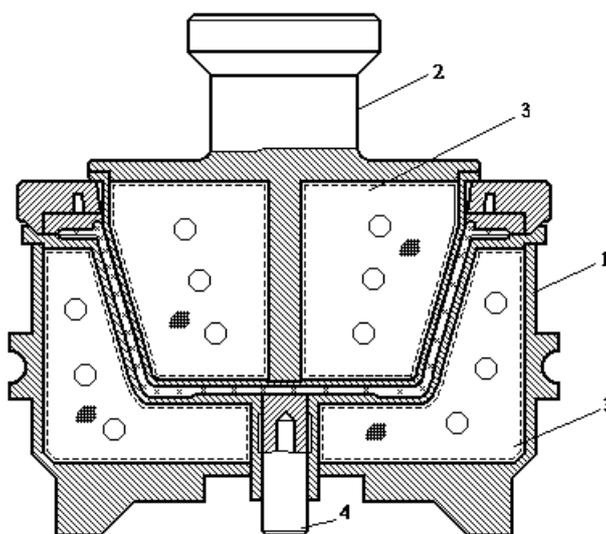


Рис. 8. Изотермическая пресс-форма с матрицей и пуансоном на принципе тепловой трубы для формования кастрюльки из термостойкого стекла
1 – матрица; 2 – пуансон; 3 – капиллярно-пористая структура; 4 – выталкиватель)

Конверсия углеводородного сырья производится в каталитических конверторах, где происходят химические реакции с выделением или поглощением тепла. Подвод или отвод тепла осуществляется прокачкой теплоносителя через реакционную зону. При этом теплоноситель либо охлаждается, либо нагревается в зоне реакции и температура в этой зоне не одинакова по ходу реагентов. Наиболее благоприятные условия для реакций – изобарно-изотермические, то есть при постоянном давлении и постоянной температуре во всём объёме реакционной зоны конвертора. Чтобы разность температуры на входе и выходе конвертора была небольшой, требуется большой расход теплоносителя, превышающий на порядок величины расход реагентов. Это приводит к резкому увеличению габаритов конвертора и к затрате значительной мощности на прокачку теплоносителя. Тем не менее, разность температур остаётся существенной и объём зоны с пониженной температурой используется неэффективно.

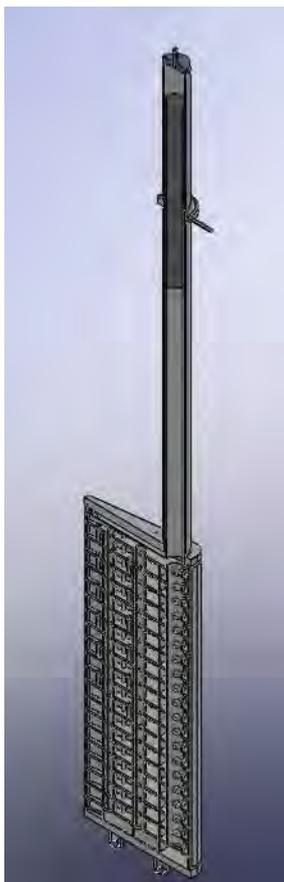


Рис. 9. Изотермическая тепловая панель

В 1998 году изготовлена первая модель изотермического конвертора, термостатированного тепловой трубой тепловой мощностью 2 кВт. Испытания показали, что выход продукта увеличился на 30 % по сравнению с традиционным конвертором. Дальнейшие исследования показали, что внутренне пространство реактора может быть собрано из отдельных тепловых панелей, работающих на принципе тепловой трубы. Вертикальный разрез одного из вариантов конструкции тепловых панелей показан на рис. 9.

Тип используемого рабочего вещества тепловой панели зависит от температуры процесса каталитического риформинга. Большинство процессов укладывается в диапазон температуры 200–450 °С. В качестве теплоносителей могут использоваться: цезий, калий, н-додекан, сера, толуол и др. Для защиты от проникновения водорода на поверхности панели наносится защитное покрытие.

Таким образом, использование изотермических тепловых панелей дает следующие преимущества:

- максимальную термодинамическую эффективность процесса конверсии;
- благоприятные условия для работы катализатора (отсутствие тепловых ударов, сажеобразования, разрушения катализатора);
- практически отсутствие обратных химических реакций.

Исследования, проведенные на лабораторных моделях изотермических конверторов в ОИВТ РАН, продемонстрировали степень конверсии сырья на 30–50 % больше, чем для адиабатических конверторов.

Список литературы

1. Loginov N.I., Mikheyev A.S., Chulkov B.A. Isothermal press-moulds based on the heat pipe principle // Proceedings of the 9th IHPC, Albuquerque, 1995.
2. Логинов Н.И., Михеев А.С., Мухлынин А.А. Метод измерения расхода натрия в тепловой трубе на основе электромагнитного датчика // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 1. – С. 109–116.
3. Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С. Разработки тепловых труб для новых промышленных технологий // Научно-технический сборник «Исследования в области теплофизики ядерных энергетических установок» (к 60-летию создания теплофизического отдела ФЭИ). – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ – ФЭИ», 2014.