

ПОСТТЕСТОВЫЕ РАСЧЕТЫ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ДЛЯ СТЕНДОВ, ИМИТИРУЮЩИХ АВАРИЮ С ПОТЕРЕЙ ОХЛАЖДЕНИЯ БАСЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРОВ ТИПА BWR И ВВЭР-1000/1200

© 2024 г. Н. В. Иванова^а, *, М. М. Бедретдинов^а, О. Е. Степанов^а, **,
А. Г. Каретников^а, Д. Н. Мойсин^а, К. Шустер^б

^аОКБ “Гидропресс”, ул. Орджоникидзе, д. 21, г. Подольск, Московская обл., 142103 Россия

^бДрезденский технический университет (Institute of Process Engineering and Environmental Technology,
TUD Dresden University of Technology), Дрезден, 01062 Германия

*e-mail: anata99@mail.ru

**e-mail: stepanov_oe@grpress.podolsk.ru

Поступила в редакцию 05.08.2023 г.

После доработки 01.11.2023 г.

Принята к публикации 27.11.2023 г.

Приведены результаты новых исследований возможной потери охлаждения отработавших тепло-выделяющих сборок (ТВС) в приреакторных бассейнах выдержки реакторных установок типов BWR и ВВЭР. Эксперименты выполнены в 2022 г. на установках ALADIN (Германия, РУ типа BWR) и “Стенд повторного залива” (Россия, РУ типа ВВЭР). При сравнении экспериментальных данных, полученных на разных стендах, было отмечено схожее протекание теплогидравлических процессов при кипении воды, охлаждении и последующем разогреве тепловыделяющих сборок для указанных типов реакторов. С применением кода КОРСАР/ГП проведены посттестовые расчеты экспериментов, результаты которых сопоставлены с основными экспериментальными данными по максимальной температуре твэлов и уровню воды в экспериментальных установках. Получено хорошее совпадение результатов расчетов и экспериментов. Оценены отклонения расчетных данных от экспериментальных по моментам начала кипения воды, начала разогрева твэлов, достижения твэлом максимальной температуры и абсолютному ее значению. Результаты работы могут быть использованы для валидации и обоснования применимости теплогидравлических кодов, анализа безопасности в условиях аварий с потерей охлаждения бассейнов выдержки АЭС с РУ типов ВВЭР/BWR.

Ключевые слова: атомные электростанции, безопасность, запроектные аварии, моделирование реакторных установок, теплогидравлические процессы, эксперимент, расчет, верификация кодов, твэлы, тепловыделяющая сборка, бассейн выдержки, теплоноситель

DOI: 10.56304/S0040363624050060

Катастрофа, происшедшая на АЭС “Фукусима-1” в 2011 г. в Японии, продемонстрировала реальную возможность возникновения и развития запроектных аварий, при которых охлаждение АЭС может быть потеряно на недопустимо долгий период. В совокупности с невозможностью своевременно обеспечить работу аварийных систем потеря охлаждения создает предпосылки для перерастания ситуации в разряд радиационно опасных аварий. На 11 марта 2011 г. в бассейне выдержки IV энергоблока находилось 1535 отработавших ТВС суммарной мощностью остаточного тепловыделения около 2.3 МВт, из них 548 шт. было выгружено из реактора в конце ноября 2010 г. [1]. В процессе развития аварии защитный слой воды над ТВС в бассейне выдержки в результате выкипания теплоносителя снижался почти до ну-

ля. Если бы не удалось организовать подпитку бассейна выдержки, то последующий разогрев и деградация твэлов могли бы привести к еще более тяжелым последствиям, связанным с выходом радиоактивных веществ в окружающую среду.

Экспериментальные исследования теплогидравлических процессов при потере охлаждения топлива в бассейне выдержки и валидация кодов для них являются актуальной задачей, откладывание решения которой может поставить под сомнение обоснование безопасности атомных электростанций после аварии на АЭС “Фукусима-1”.

За прошедшее с момента аварии на этой АЭС время исследователями была проделана работа по кросс-верификации кодов для расчетов теплогидравлических процессов в бассейнах выдержки. Можно отметить сравнительные расчеты тяже-

лых аварий для сценариев с потерей охлаждения и потерей теплоносителя в бассейне выдержки, выполненные по кодам ASTEC, MELCOR, ATHLET-CD, RELAP/SCDAPSIM, RELAP5 Mod 3.3, SPECTRA в рамках проекта AIR-SFP [2]. Расчеты сценария с потерей охлаждения по кодам POK2, KOPCAP/ГП и RELAP5 Mod 3.2 проведены авторами [3].

В качестве примера применения CFD-кодов для расчетов процессов в бассейне выдержки можно упомянуть [4], а также работу по кросс-верификации одномерных кодов [5], где получено хорошее совпадение результатов расчетов по ANSYS CFX и KOPCAP/ГП для условий нормальной эксплуатации бассейна выдержки, а также для сценария с потерей охлаждения до момента начала кипения.

Выполнение кросс-верификации кодов является важной задачей, но она не может заменить их валидацию на основе экспериментальных данных. До аварии на АЭС “Фукусима-1” результаты экспериментальных исследований использовались для валидации теплогидравлических кодов, предназначенных преимущественно для анализа процессов, происходящих в I контуре реакторных установок. Процессам в бассейне выдержки при аварийных режимах до недавнего времени не уделялось должного внимания при верификации кодов, что нашло отражение в материалах рабочей группы [6].

Результаты экспериментов [7] не вполне релевантны, поскольку получены для малых уровней мощности, выделяемой в имитаторах твэлов. Эти уровни не соответствуют тепловыделению в топливе сразу после его перегрузки в бассейн выдержки. При полном отсутствии воды эти данные могут использоваться при валидации кодов лишь для тяжелых аварий реакторов типа BWR — после полной потери теплоносителя бассейна выдержки и при условии длительного хранения топлива. Новые экспериментальные данные, получаемые при реализации проекта DENOP1, еще только начали появляться, они представляют несомненный интерес, но пока опубликованы в объеме, недостаточном для моделирования [8].

Одними из немногих экспериментальных исследований для сценария с потерей охлаждения бассейна выдержки являются опыты на стенде ALADIN [9, 10]. К преимуществам этого стенда можно отнести возможность моделирования нескольких групп тепловыделяющих сборок для реактора типа BWR с полноценным опускным участком между ними. В 2021–2022 гг. на стенде ALADIN была выполнена серия экспериментов для мощности остаточного тепловыделения от 100 до 350 Вт/твэл, а также с учетом подачи воды после оголения греющей части ТВС при разных начальных уровнях воды. Небольшая часть полу-

ченных данных проанализирована в настоящей статье.

Однако использование этих данных для тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000/1200 ограничено из-за отличий их геометрических параметров от таковых для реактора типа BWR и отсутствия в нем головки ТВС. В ОКБ “Гидпропресс” были проведены испытания на стенде повторного залива (СПЗ) [11]. Часть из полученных экспериментальных данных приведена в настоящей статье. Здесь следует отметить, что экспериментальная установка СПЗ не имеет полноценного опускного участка и фактически моделирует теплогидравлические процессы в одиночной ТВС.

Совместное рассмотрение теплогидравлических процессов в стендах ALADIN и СПЗ может дать комплексную картину явлений, происходящих в бассейнах выдержки реакторов типов BWR и ВВЭР-1000/1200. В настоящей статье представлено описание первого этапа такой работы для условий потери охлаждения бассейна выдержки на обоих стендах.

В ходе проведения экспериментов на стендах ALADIN и СПЗ моделируются следующие основные процессы и явления, определяющие ход аварий с потерей охлаждения бассейнов выдержки до этапа повреждения твэлов с развитием парокриковой реакции:

- испарение с зеркала бассейна;
- развитие межканальной циркуляции, неравномерное распределение потока естественной циркуляции между ТВС (для ALADIN);
- поверхностное и объемное кипение в ТВС;
- конденсация пара в недогретой жидкости;
- неустойчивость кипения в ТВС (гейзеринг);
- унос капельной влаги паром с зеркала;
- развитие двухфазной естественной циркуляции в ТВС (СПЗ) и группах ТВС в чехлах (ALADIN);
- изменение уровня охлаждающей жидкости в ТВС;
- неустойчивость течения в пределах ТВС при низком уровне жидкости, включая опрокидывание циркуляции и броски расхода жидкости;
- теплопередача от почти осушенных ТВС с погруженными в воду нижними торцами (частичный дренаж бассейна);
- воздушное охлаждение ТВС после снижения расхода пара вследствие выкипания воды и оголения греющей части ТВС;
- теплопередача излучением от не покрытых водой ТВС на другие тепловыделяющие сборки (ALADIN);
- аккумулирование тепла в твэлах и металлоконструкциях ТВС и чехлов;
- распределение потоков и паросодержания в ТВС и межчехловом пространстве;

повторный залив ТВС при полном и частичном оголении;

блокирование естественной циркуляции воздуха через ТВС водой, нагнетаемой или распыляемой, как мера ее смягчения;

охлаждение оголенных ТВС распылением воды сверху;

захлебывание при встречном движении воды и пара.

При этом в рамках представленной работы описаны эксперименты без подачи охлаждающей воды в ТВС (за исключением последних четырех пунктов).

Предполагается, что явления в принципе идентичны для реакторов типов ВВЭР и ВWR, но характер их протекания и влияние того или иного явления могут быть разными в связи с различиями в конструкциях ТВС. Например, вследствие наличия головок в ТВС ВВЭР капельный унос и выброс влаги в результате гейзеринга в них может быть меньше, чем в ВWR, а тепловая инерция в результате аккумуляции тепла головками — больше и т.д. В настоящей работе проведено сопоставление весового (определяемого гидростатическим давлением) уровня теплоносителя и максимальной температуры оболочки твэлов в ТВС ВВЭР и ВWR.

Результаты валидации с использованием экспериментов являются составной частью работ, которые войдут в отчет о верификации программы для ЭВМ по коду КОСАР/ГП и помогут снять ограничение по применению при моделировании процессов в бассейнах выдержки ВВЭР, установленное в аттестационном паспорте указанной программы для ЭВМ.

Методика нестационарных теплогидравлических процессов в коде КОСАР/ГП основана на полностью неравновесной (термически и механически) двухжидкостной модели в одномерном приближении. При конечно-разностной аппроксимации уравнений сохранения используются метод контрольных объемов и полуневная численная схема по времени с автоматическим выбором шага интегрирования по условию заданной точности расчетов.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ ALADIN И СПЗ

Экспериментальный стенд ALADIN, представленный на рис. 1, соответствует по геометрическим параметрам ТВС реактора типа ВWR. Центральная ТВС состоит из 96 электрически обогреваемых стержней внешним диаметром 10 мм с квадратным расположением твэлов, шагом решетки 12,4 мм и высотой зоны нагрева 3600 мм. Канал в середине центральной ТВС использован

для прокладки кабелей контрольно-измерительной аппаратуры.

Центральный канал с ТВС окружен внешним рядом из 44 обогреваемых стержней в чехловых каналах, имитирующих граничные условия со стороны смежных ТВС. Межкассетное расстояние может варьироваться от 5 до 50 мм. Внешний чехол стенда имеет теплоизоляцию.

Все каналы гидравлически связаны внизу и сверху, сверху экспериментальная установка открьта.

Предусмотрено измерение температуры поверхностей стенок электрообогреваемых имитаторов твэлов, температуры и уровня воды.

Стенд был модернизирован в 2021–2022 гг.: была увеличена высота стенок чехла установки для минимизации выброса воды как сверху, так и снизу ТВС, добавлены трубопроводы и насосы для подачи охлаждающей воды в установку.

Стенд повторного залива, представленный на рис. 2, изначально был предназначен для изучения теплогидравлических процессов, возникающих в ТВС реакторной установки ВВЭР-1000/1200 при авариях, связанных с течью из I контура на стадии повторного залива. Основой экспериментальной установки является сборно-разборная металлоконструкция в виде колонки, моделирующая ячейку активной зоны ВВЭР-1000 или ВВЭР-1200.

Для исследования охлаждения твэлов в бассейне выдержки в 2020–2021 гг. была проведена модернизация стенда, в том числе смонтированы дополнительные трубопроводы, контрольно-измерительные приборы и источники электроснабжения.

Основные характеристики модернизированного стенда:

Обогреваемая длина ТВС, мм	3530
Число имитаторов твэлов в ТВС, шт.	120
Мощность, имитирующая остаточное тепловыделение, Вт/твэл	20–350
Начальный уровень воды над ТВС, м	0–2
Давление над ТВС, кПа	101–506

На стенде предусмотрена возможность имитации подачи воды сверху и снизу ТВС в широком диапазоне расходов и температур подаваемой воды. На стенде можно измерять температуру поверхности твэлов, поверхности чехла колонки, уровень и температуру воды, расход подаваемой воды подпитки и выходящей пароводяной смеси. Над ТВС расположен имитатор ее головки. Внешний чехол стенда имеет электрообогреваемую теплоизоляцию для минимизации тепловых потерь.

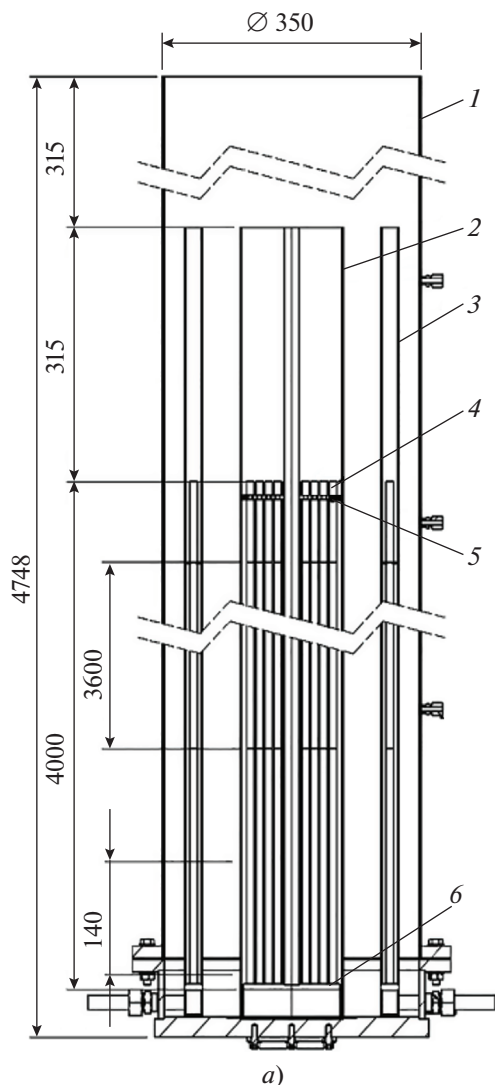


Рис. 1. Схема (а) и фотография (б) экспериментального стенда ALADIN.

1 – внешний канал; 2 – внутренний канал с пучком тепловыделяющих элементов 10×10 ; 3 – периферийные тепловыделяющие элементы; 4 – электронагреваемый стержень; 5 – дистанционирующая решетка; 6 – соединение с дном установки

Предусмотрено моделирование повторного залива, а для имитации условий поддержания давления в контейменте на заданном уровне верхняя часть коллектора через задвижку подключена к выходному паропроводу до выходной задвижки. Таким образом, общее давление в контуре стенда регулируется положением паровой задвижки.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ СТЕНДОВ ALADIN И СПЗ

Для моделирования выкипания воды в ТВС в экспериментальных условиях применялся теплогидравлический код КОРСАР/ГП. Для кода использовалась нодализационная схема, которая представлена на рис. 3, а. В табл. 1 показано соот-

ветствие каналов и сопряженных тепловых элементов моделируемым частям установки.

Число расчетных ячеек для греющей части стержней ТВС для обоих принималось равным 20 шт. (определено вариантными расчетами на сеточную сходимость в диапазоне от 10 до 40 ячеек).

В расчетную схему включены поперечные связи между параллельными каналами типа JN и элементы типа LR, имитирующие местные гидросопротивления решеток, сужения-расширения потока и т.д., а также элементы типа RAD для моделирования теплообмена тепловым излучением между:

стержнями центральной ТВС HCS_96 (кроме двух верхних ячеек) и внутренней поверхностью их чехла HCS_961;

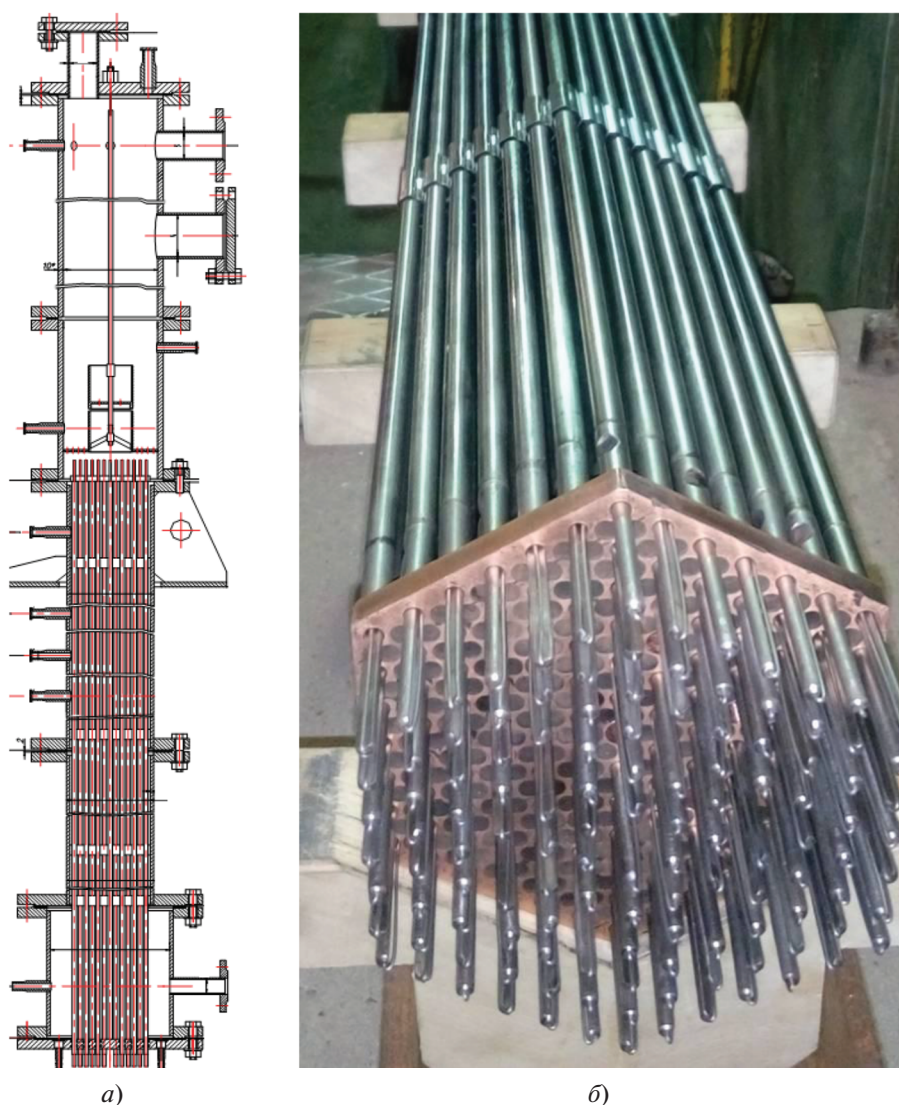


Рис. 2. Чертеж (а) и фотография (б) экспериментальной колонки стенда повторного залива

двумя верхними ячейками стержней центральной ТВС HCS_96 и внутренней поверхностью двух ячеек внешнего чехла HCS_101 над ТВС;

внешней поверхностью чехла центральной ТВС HCS_961 и внешней поверхностью чехлов периферийных ТВС HCS_9101;

стержнями периферийной ТВС HCS_910 и внутренней поверхностью их чехла HCS_9101;

угловыми стержнями HCS_91 и внутренней поверхностью их чехла HCS_911;

внешней поверхностью чехла угловых стержней HCS_911 и внутренней поверхностью ячеек внешнего чехла HCS_101 на уровне ТВС.

В силу ограничений модели лучистого теплопереноса, реализованной в коде, не учитывается теплообмен излучением в аксиальном направлении, а также имеются лимиты на количество свя-

зей между тепловыми элементами и элементами, ответственными за лучистый перенос тепла. В связи с этим возможность моделирования теплового излучения имеет упрощенный характер.

Объем воды над ТВС на СПЗ (рис. 3, б) моделировался двумя параллельными гидравлическими элементами типа СН (каналы СН31, СН32) с поперечными связями между ячейками каналов (двухходовая модель).

На наружных поверхностях тепловых элементов, моделирующих внешний чехол, задавались адиабатные граничные условия.

Также в расчетную схему для СПЗ был включен элемент типа RAD (на рисунке не указан) для моделирования теплообмена излучением между ТВС и внутренней поверхностью шестигранной части чехла.

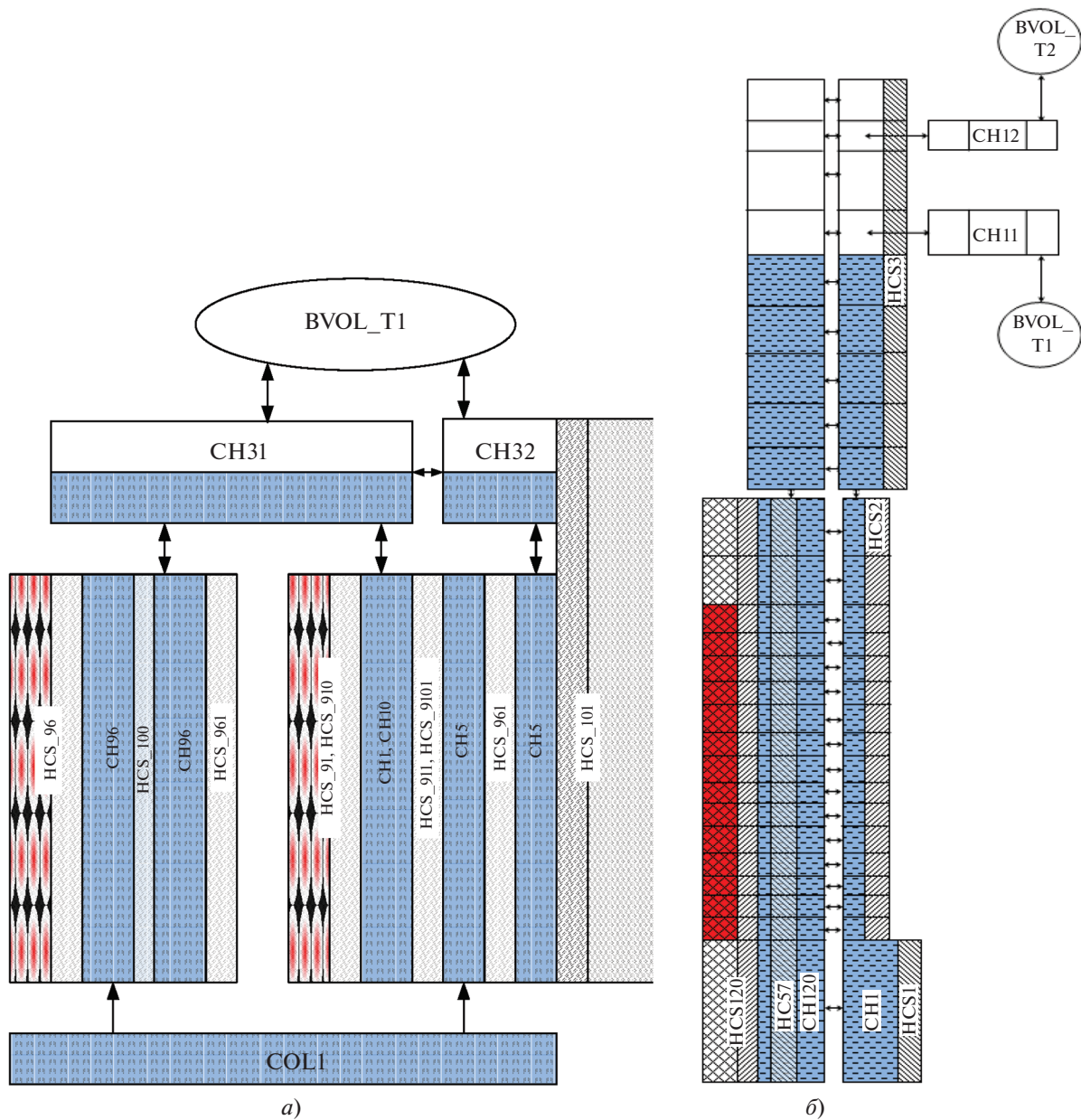


Рис. 3. Расчетные схемы стенда ALADIN (а) и стенда повторного залива (б).

CH120 – проточная часть ТВС (за исключением зазора между периферийным рядом твэлов и стенкой чехла); CH1, CH10 – опускной участок в зазоре между периферийным рядом твэлов и стенкой чехла; CH31 – центральная часть канала над ТВС; CH32 – опускной участок над ТВС; CH11 – нижний переливной патрубок; CH12 – верхний переливной патрубок; CH5 – опускной участок в межчехловом пространстве; CH96 – центральный инструментальный канал; BVOL_T1 и BVOL_T2 – граничные условия (атмосфера); HCS120 – тепловыделяющие элементы ТВС (двухслойный цилиндр, состоящий из периклазового порошка и стальной оболочки); HCS7 – направляющие каналы (включена масса решеток); HCS1 – стенка нижней цилиндрической части внешнего чехла; HCS2 – стенка шестигранной части внешнего чехла; HCS3 – стенка верхней цилиндрической части внешнего чехла; HCS100 – стенки центрального инструментального канала

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСТТЕСТОВЫХ РАСЧЕТОВ

Перечень проведенных экспериментов на стендах ALADIN и СПЗ представлен в табл. 2.

Планируется продолжить эксперименты на СПЗ для мощности остаточного тепловыделения 350 Вт/твэл и с имитацией мер по подпитке бас-

сейна выдержки (подача воды как над ТВС, так и снизу под ТВС).

В [12] выполнены посттестовые расчеты для опытных данных ALADIN (для ТВС РУ типа BWR) при мощности остаточного тепловыделения 20, 50, 70 и 100 Вт/твэл.

Таблица 1. Соответствие каналов и сопряженных тепловых элементов моделируемым частям экспериментальной установки

Канал	Сопряженный тепловой элемент	Моделируемая часть экспериментальной установки
COL1		Объем воды под ТВС
CH96	HSC_96	ТВС с 96 твэлами; проточная часть чехлов
	HSC_961	Стенки чехла
	HCS_100	Стенки центрального инструментального канала
CH1	HCS_91	Четыре угловые ТВС; проточная часть чехлов
	HCS_9101	Стенки чехлов угловых твэлов
CH10	HCS_910	Периферийные ТВС, содержащие 44 твэла; проточная часть чехлов
	HCS_961	Стенки чехла
CH5		Опускной участок в межчехловом пространстве
	HCS_961, HCS_910, HCS_9101	Внешние поверхности чехлов ТВС
	HCS_101	Внешний чехол экспериментальной установки, включая теплоизоляцию
CH31		Объем воды над ТВС
CH32		Объем воды над ТВС
BVOL_T1		Граничное условие (атмосфера)

Таблица 2. Параметры экспериментов, проведенных на стендах ALADIN и СПЗ

Параметр	ALADIN	СПЗ
Мощность остаточного тепловыделения, Вт/твэл	От 20 до 350	От 20 до 100
Минимальный начальный уровень воды, мм	Примерно 300 (греющая часть ТВС оголена, гидрозатвор в низу чехлов ТВС)	Примерно 3700
Максимальный начальный уровень воды, мм	Примерно 4400 (выше чехлов ТВС)	Примерно 6000
Имитация мер по подпитке бассейна выдержки (подача воды как над ТВС спреем, так и снизу под ТВС)	Без имитации/с имитацией	Без имитации
Максимальная температура стержней	До 800°C	До 630°C

В настоящей работе представлены результаты новых экспериментов на стенде ALADIN и расчетов для мощности остаточного тепловыделения 100 и 350 Вт/стержень, а также проведено сравнение с новыми результатами, полученными на СПЗ (для ТВС ВВЭР) для мощности 100 Вт/твэл.

Погрешность кода будет определена на последующих этапах работы на основе валидации с использованием всего объема экспериментальных данных с помощью анализа неопределенности по примеру работы [13].

Для проведения первого этапа посттестовых расчетов экспериментов по потере охлаждения бассейнов выдержки для условий реакторной установки типа BWR были выбраны опыты на стенде ALADIN и СПЗ при параметрах, представленных в табл. 3.

Причиной такого выбора послужили близкие условия проведения экспериментов на стенде

ALADIN и СПЗ для исходного состояния, т.е. при хранении топлива примерно через 1 мес после останова реактора типа ВВЭР-1200 (опыт 1 на стенде ALADIN и СПЗ).

Также были приняты условия для исходного состояния после окончания перегрузки топлива из реактора в бассейн выдержки через примерно 3 сут после останова реактора типа ВВЭР-1200 (опыт 2, ALADIN). Для условий СПЗ данных для подобных условий на настоящий момент не получено, планируется провести дополнительные эксперименты в 2024 г.

Сценарии представленных экспериментов, выполненных на стенде ALADIN и СПЗ, аналогичны и близки к сценарию с потерей охлаждения бассейна выдержки без учета действий оператора по ликвидации аварии и управлению ею:

прекращение циркуляции охлаждающей воды в ТВС;

Таблица 3. Параметры испытаний

Параметр	ALADIN		СПЗ
	опыт 1	опыт 2	
Мощность остаточного тепловыделения центральной ТВС, Вт/твэл	100	350	100
Мощность остаточного тепловыделения периферийных ТВС и угловых твэлов, Вт/твэл	100	100	—
Начальный уровень воды, мм	4345	4325	4084
Начальная температура, °C	57	55	89
Максимальная температура оболочки твэла, °C	715	419	513

развитие однофазной циркуляции с подъемным движением теплоносителя внутри ТВС и опускным в межчехловом пространстве с охлаждением его вследствие теплопотерь через зеркало воды и стенки установок;

разогрев ТВС и воды;

начало кипения воды, развитие двухфазной циркуляции;

падение уровня воды в результате кипения и капельного уноса;

срыв естественной циркуляции в результате снижения уровня воды ниже стенок чехлов ТВС, переход на кипение с барботажем пара внутри ТВС, развитие гейзеринга;

оголение и последующий разогрев ТВС.

После достижения предельных по условиям работоспособности стендового оборудования температур твэлов прекращается подача электроэнергии на ТВС и начинается охлаждение ТВС.

Результаты расчетов для условий опыта 1 на стенде ALADIN и экспериментальные данные приведены на рис. 4.

На рис. 4 представлены зависимости максимальной температуры оболочки твэла в центральной ТВС и уровня воды в стенде от времени. Всего было установлено 216 термопар на оболочках твэлов и поверхностях каналов на 12 различных высотах внутри и снаружи установки [9, 10]. Температура оболочек твэлов определялась в расчетах 20 обогреваемых расчетных ячейках, затем по результатам выбиралась максимальная температура оболочек твэлов.

Результаты расчетов и экспериментальные данные для схожих условий проведения тестов на СПЗ представлены на рис. 5.

На рис. 6 приведены расчетные и экспериментальные данные по уровню воды в бассейне выдержки в зависимости от максимальной температуры оболочек твэлов для условий потери охлаждения ТВС BWR (стенд ALADIN) и ВВЭР-1000/1200 (СПЗ). Можно видеть, что условия охлаждения твэлов ТВС реакторов обоих типов схожи как до начала кипения теплоносителя, так и при его выкипании. Охлаждение твэлов обеспечивается естественной циркуляцией воды или пароводяной смеси.

Данные по изменению уровня воды в установке в зависимости от времени, полученные расчетным путем и экспериментально, хорошо согласуются между собой для условий проведения опытов на обоих стендах.

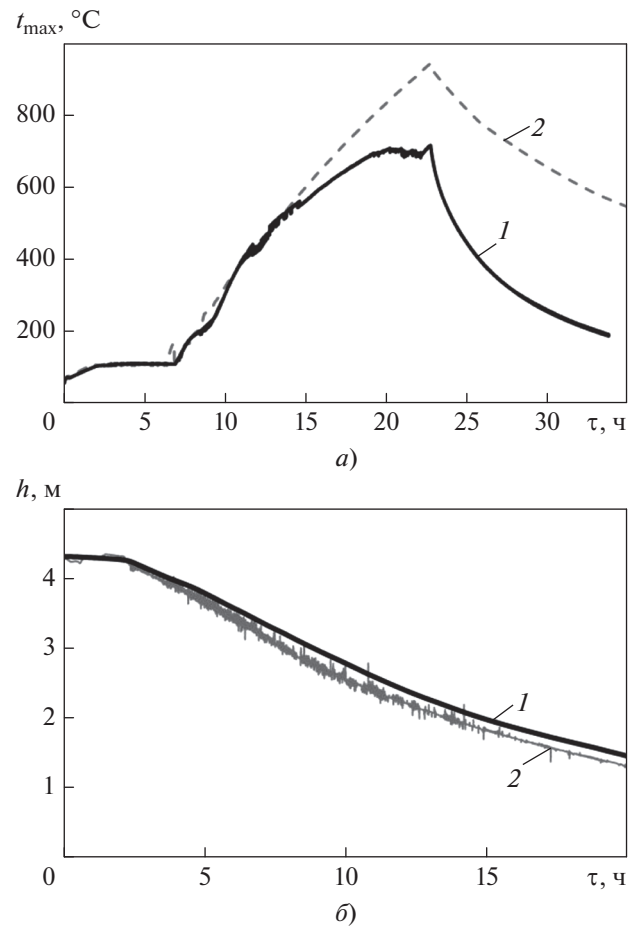


Рис. 4. Экспериментальные данные (1) и результаты расчетов (2) для условий опыта 1 на стенде ALADIN – зависимость максимальной температуры оболочки твэла $t_{\max}$ в центральной ТВС (а) и уровня воды h (б) от времени

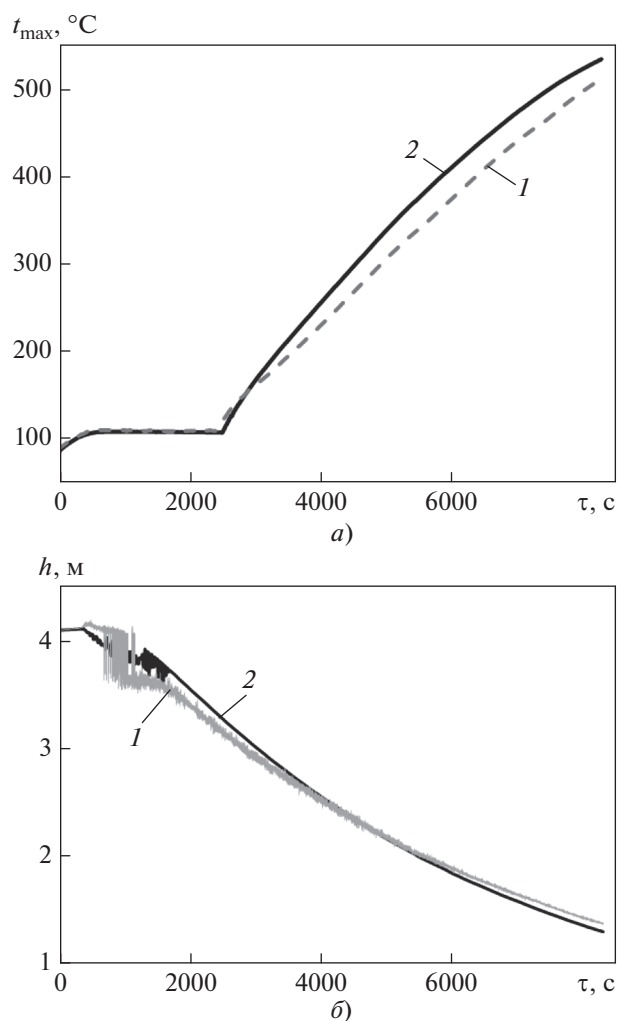


Рис. 5. Экспериментальные данные (1) и результаты расчетов (2) для условий проведения опыта на СПЗ — зависимость максимальной температуры оболочек ТВЭлов $t_{\max}$ во всех ТВС (а) и уровня воды h (б) от времени

Также очень близки данные по уровню воды в момент оголения ТВЭлов. Скачкообразный рост температуры оболочек ТВЭлов происходит при падении уровня воды до отметки примерно 3.3 м от дна для стенда ALADIN (верх обогреваемой зоны при этом находится на отметке 3.9 м) и около 3.1 м для СПЗ (верх обогреваемой зоны на отметке 3.8 м). Последующий разогрев ТВЭлов также имеет схожий характер.

После разогрева ТВЭлов свыше 600°C температуры оболочек, полученные в результате расчетов, превышают экспериментальные значения. Расчетные данные по уровню воды в зависимости от времени хорошо совпадают с экспериментальными, поэтому наиболее вероятной причиной различий в температуре оболочек является увеличение вклада в теплотери ТВС теплового

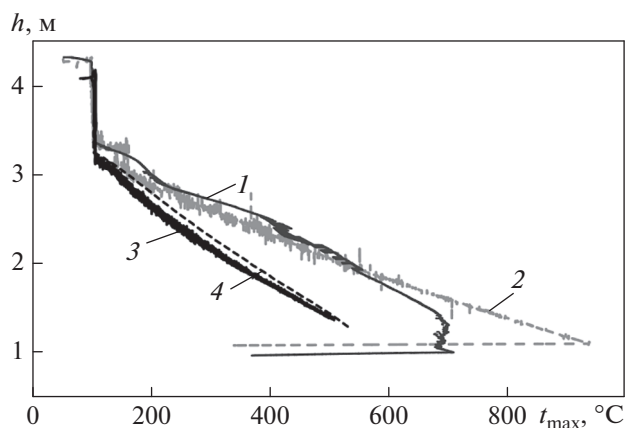


Рис. 6. Зависимость уровня воды h от максимальной температуры оболочек ТВЭлов $t_{\max}$ для условий потери охлаждения ТВС BWR (стенд ALADIN, опыт 1) и ВВЭР-1000/1200 (СПЗ). Стенд ALADIN: 1 — эксперимент, 2 — расчет; СПЗ: 3 — эксперимент, 4 — расчет

излучения: расчетная максимальная температура оболочек ТВЭлов составляет примерно 940°C , а в эксперименте зафиксировано лишь 715°C . С одной стороны, модель теплового излучения в коде КОРСАР имеет несколько ограничений, с другой стороны, неучет теплового излучения приводит к увеличению максимальной температуры оболочек еще на 100°C .

В модели теплового излучения, реализованной в коде КОРСАР/ГП, рассматривается лучистый перенос тепла только в радиальном направлении. В экспериментах на стенде ALADIN использовалась модель ТВС реактора типа BWR, не имеющая головки. В связи с этим после оголения ТВС и разогрева свыше 500°C влияние на теплотери стока тепла излучением с верхних частей стержней увеличивалось (рис. 7).

Наряду с трехмерными эффектами поступления “холодного” воздуха из экспериментального зала, отмеченного в работах [14, 15], это могло способствовать дополнительному охлаждению ТВС, не учитываемому в расчетах по коду КОРСАР/ГП.

Несмотря на то что неучет указанных эффектов приводит к консервативным оценкам максимальной температуры ТВЭлов, такой результат валидации можно признать удовлетворительным. Основываясь на результатах подобных исследований, можно рекомендовать провести дальнейшую корректировку моделей кода для более полного понимания выявленных процессов.

Обсуждаемые в настоящей работе данные получены для условий потери охлаждения бассейна выдержки в условиях хранения отработанного топлива примерно через 1 мес после останова ВВЭР-1200.

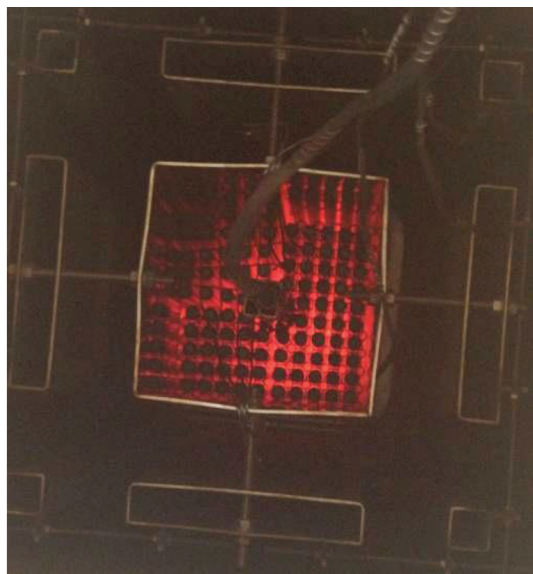


Рис. 7. Вид экспериментальной установки ALADIN после оголения и разогрева электрообогреваемых стержней

Важно проследить влияние мощности ТВС на динамику снижения уровня воды и разогрева твэлов. Для этого можно воспользоваться данными опыта 2 на стенде ALADIN для условий потери охлаждения бассейна выдержки после перегрузки ТВС через примерно 3 сут после останова ВВЭР-1200. На рис. 8 представлены результаты расчетов для условий опыта 2 на стенде ALADIN и экспериментальные данные.

Можно видеть, что результаты расчета качественно и количественно довольно хорошо согласуются с данными эксперимента как по изменению весового уровня воды в бассейне, так и по зависимости максимальной температуры оболочки твэла от времени выдержки. Разогрев твэлов начинается при снижении весового уровня воды: оголение – при достижении отметки приблизительно 2.5 м. Это связано с повышением количества пароводяной смеси при росте мощности ТВС.

В реальном бассейне выдержки контуры циркуляции более сложные, на экспериментальной установке ОКБ “Гидропресс” они не моделируются. Вместе с тем на стенде ALADIN имеются несколько ТВС в чехлах с полноценным опускаемым участком между ними, что характерно для реального бассейна выдержки. При этом изменения основных параметров, важных для безопасности АЭС (температура оболочки твэла, уровень воды), осуществляются на указанных стендах подобным образом.

Для количественной оценки погрешности вычислений можно использовать отклонения расчетных данных от экспериментальных (табл. 4) для таких ключевых моментов развития аварии,

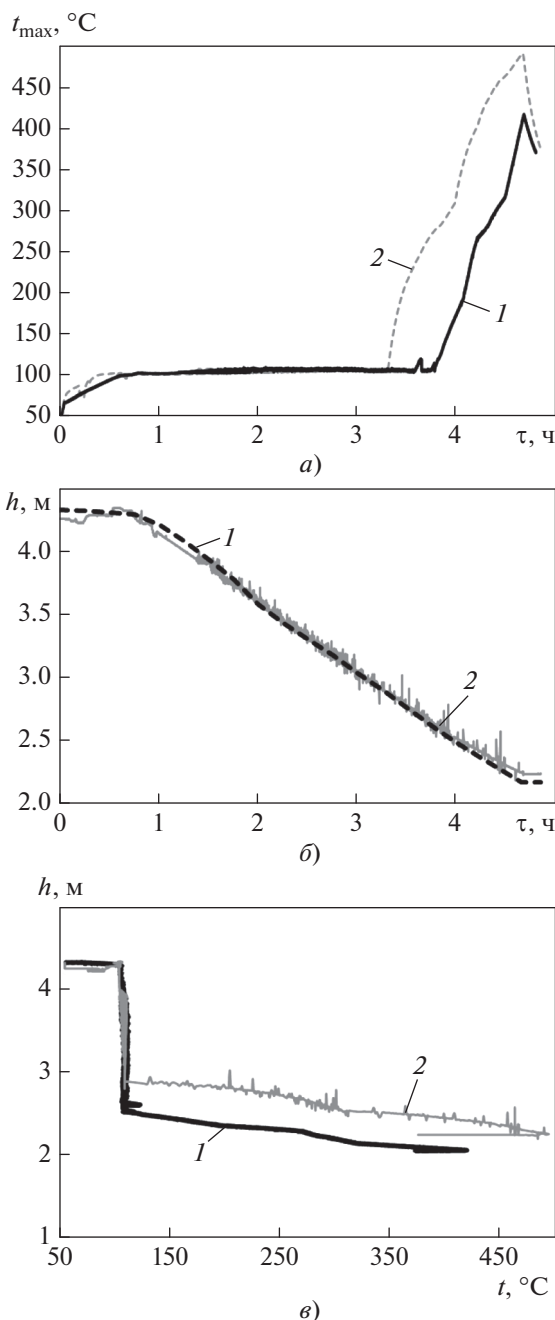


Рис. 8. Экспериментальные данные (1) и результаты расчетов (2) для условий проведения опыта 2 на стенде ALADIN – зависимости максимальной температуры оболочки твэла $t_{\max}$ в центральной ТВС (а) и уровня воды h (б) от времени τ и уровня воды h от температуры оболочки твэла t в центральной ТВС (в)

как начало кипения воды, начало оголения греющей части твэлов, достижение максимальной температуры оболочек твэлов.

Окончательный вывод о погрешности кода для условий потери охлаждения бассейнов выдержки можно будет сделать после обработки всего мас-

Таблица 4. Отклонения, %, результатов расчетов от экспериментальных данных

Показатель	ALADIN		СПЗ
	опыт 1	опыт 2	
Момент времени:			
начала кипения	0	–38	24
начала разогрева твэлов выше температуры насыщения	0	–15	3.6
достижения максимальной температуры	0	–0.4	0
Максимальная температура	32	17	4.4

сива экспериментальных данных с применением методов анализа неопределенности результатов расчетов.

ВЫВОДЫ

1. Изменение основных параметров, важных для безопасности АЭС на экспериментальных стендах, имитирующих условия аварии с потерей охлаждения бассейнов выдержки BWR и ВВЭР-1000/1200, происходит по тем же сценариям, что и на реальных АЭС: охлаждение твэлов как до начала кипения, так и при выкипании теплоносителя осуществляется благодаря естественной его циркуляции. Уровни воды в момент начала оголения твэлов и последующая динамика разогрева твэлов весьма схожи для бассейнов выдержки обеих РУ.

2. После разогрева твэлов свыше 600°C увеличиваются теплотери излучением и расчеты с применением кода КОРСАР/ГП могут давать более консервативные результаты, особенно при проведении экспериментов на установке ALADIN, открытой сверху и не имеющей головки ТВС.

3. Средние отклонения результатов расчетов относительно экспериментальных данных по ключевым моментам развития аварии составили: 20.7% при определении начала кипения; 6.2% — начала разогрева стержней выше насыщения; 0.1% — достижения максимальной температуры; 17.8% — значения максимальной температуры.

4. Дальнейшие работы могут быть направлены на определение погрешности кода, для этого необходима обработка всего массива экспериментальных данных с помощью анализа неопределенности. Перспективны исследования противоаварийных мер: эксперименты по подпитке установок водой, тесты в условиях ТВС при разной мощности остаточного тепловыделения и разных начальных уровнях воды, вплоть до полного осушения бассейна выдержки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Study of Fukushima Daichi nuclear power station unit 4 spent fuel pool** / D. Wang, I.C. Gauld, G. L. Yoder,

L.J. Ott, G.F. Flanagan, M.W. Francis, E.L. Popov, J.J. Carbajo, P.K. Jain, J.C. Wagner, J.C. Gehin // Nucl. Technol. 2017. V. 180. P. 205–215. <https://doi.org/10.13182/NT12-A14634>

2. **Severe accident code-to-code comparison for two accident scenarios in a spent fuel pool** / O. Coindreau, B. Jäckel, F. Rocchi, F. Alcaro, D. Angelova, G. Bandini, M. Barnak, M. Behler, D.F. Da Cruz, R. Dagan, P. Draï, S. Ederli, L.E. Herranz, T. Hollands, G. Horvath et al. // Ann. Nucl. Energy. 2018. V. 120. P. 880–887. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.06.043>
3. **Следков Р.М., Степанов О.Е.** Кроссверификация программы РОК2 на задаче с потерей охлаждения бассейна выдержки РУ ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2017. Вып 1. С. 32–36
4. **Development of 3-D CFD methodology to investigate the transient thermal-hydraulic characteristics of coolant in a spent fuel pool** / S.R. Chen, W.C. Linc, Y.M. Ferng, C.C. Chieng, B.S. Pei // Nucl. Eng. Des. V. 275. 2014. P. 272–280. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.05.020>
5. **Бедретдинов М.М., Карнаухов В.Е., Степанов О.Е.** Кроссверификация кода КОРСАР/ГП и CFD-кода для условий двухсекционного приреакторного бассейна выдержки // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2021. Вып. 2. С. 32–36.
6. **Phenomena identification and ranking table. Priorities for loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents in spent nuclear fuel pools.** OECD Nuclear Safety and Regulation. NEA/CSNI/R(2017)18. No. 7443.
7. **Spent fuel pool project phase I: Pre-ignition and ignition testing of a single commercial 17 × 17 pressurized water reactor spent fuel assembly under complete loss of coolant accident conditions** / S.G. Durbin, E.R. Lindgren, A.S. Goldmann, M. Zavisca, Z. Yuan, R. Karimi, A. Krall, M. Khatib-Rahbar. US NRC, NUREG/CR-7215. 2016.
8. **Denopi project devoted to spent fuel pool accidents: overview on the thermal hydraulics experimental facilities** / B. Migot, G. Brilliant, J. Martin, S. Morin // Proc. of the 19th Intern. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 19). Portland, USA, 6–10 March 2022.
9. **Instrumentation for experiments on a fuel element mock-up for the study of thermal hydraulics for loss of cooling or coolant scenarios in spent fuel pools** / M. Arlit, C. Partmann, E. Schleicher, C. Schuster, A. Hurtado, U. Hampel // Nucl. Eng. Des. 2018. V. 336. P. 105–111. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.06.034>

10. **Partmann C., Schuster C., Hurtado A.** Experimental investigation of the thermal hydraulics of a spent fuel pool under loss of active heat removal conditions / Nucl. Eng. Des. 2018. V. 330 P. 480–487. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.02.023>
11. **Мойсин Д.Н., Степанов О.Е.** Посттестовые расчеты по коду КОРСАР/ГП экспериментов для условий потери охлаждения бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива // Сб. докл. XXII Междунар. конф. молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам. Подольск, ОКБ “Гидропресс”, 12–13 апреля 2023 г.
12. **KORSAR/GP and SOCRAT/V1 codes’ validation for the loss of cooling at spent fuel pool conditions / M.M. Bedretdinov, O.E. Stepanov, R.M. Sledkov, C. Schuster // Nucl. Eng. Des. 2021. V. 375. P. 213–226. <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2021-3-213-226>**
13. **Анализ чувствительности и неопределенности расчета по коду КОРСАР/ГП для аварий с отказом системы охлаждения бассейнов выдержки / В.Е. Карнаухов, М.М. Бедретдинов, П.С. Гартлин, Р.М. Следков, О.Е. Степанов // Теплоэнергетика. 2023. № 5. С. 23–30. <https://doi.org/10.56304/S0040363623050028>**
14. **Experimental study of the influence of cross-overflow on the decay heat removal from spent fuel pools. / P. Zedler, C. Schuster, W. Lippmann, A. Hurtado // Exp. Comput. Multiphase Flow. 2020. V. 2. No. 1. P. 13–21. <https://doi.org/10.1007/s42757-022-0132-z>**
15. **Two-scale CFD analysis of a spent fuel pool involving partially uncovered fuel storage racks / R. Oertel, T. Hanisch, E. Krepper, D. Lucas, F. Rüdiger, J. Fröhlich // Nucl. Eng. Des. 2019. V. 341. P. 432–450. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.10.014>**

Posttest Calculations of Thermal-Hydraulic Conditions for Test Benches Simulating a Loss of Spent Fuel Pool Cooling Accident at BWR and VVER-1000/1200 Reactors

**N. V. Ivanova^{a, *}, M. M. Bedretdinov^a, O. E. Stepanov^{a, **},
A. G. Karetnikov^a, D. N. Moisin^a, and K. Schuster^b**

^a AO OKB Hidroress, Podolsk, Moscow oblast, 142103 Russia

^b Institute of Power Engineering Technische Universität Dresden, Dresden, 01062 Germany

*e-mail: anata99@mail.ru

**e-mail: stepanov_oe@grpress.podolsk.ru

Abstract—The article presents the results of new investigations into possible loss of cooling of spent fuel assemblies (FAs) stored in near-reactor spent fuel pools of BWR and VVER reactor plants (RPs). The experiments were carried out in 2022 on the ALADIN installation (Germany, a BWR type RP) and the “Reflooding test bench” installation (Russia, a VVER type RP). In comparing the experimental data obtained on different test benches, it was noted that the thermal-hydraulic processes that were observed during water boiling, cooling, and subsequent heat-up of fuel assemblies had similar patterns for the above-mentioned reactor types. By using the KORSAR/GP computer code, posttest calculations of experiments were carried out, the results of which were compared with the basic experimental data on the maximum fuel rod temperature and water level. Good agreement between the calculated and experimental results was obtained. Deviations of the calculated data from the experimental results were estimated with respect to the water boiling onset and fuel rod heat-up onset moments, the moment at which the fuel rod temperature reaches its maximum value, and its absolute values. The obtained results can be used for validating thermal-hydraulic codes, substantiating their applicability, and for performing safety analysis under the conditions of accidents involving loss of spent fuel pool cooling at NPPs with VVER/PWR reactor plants.

Keywords: nuclear power plants, safety, design extension conditions, reactor plant simulation, thermal-hydraulic processes, experiment, calculation, code verification, fuel rods, fuel assembly, spent fuel pool, coolant