

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО МОДУЛЯ HYDRA-IBRAE/LM ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА ЕВКЛИД ДЛЯ РАСЧЕТА ПАРОГЕНЕРАТОРОВ УСТАНОВОК С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ¹

© 2023 г. И. А. Климонов^а, Н. А. Мосунова^а, В. Ф. Стрижов^а, Э. В. Усов^{а, *}, В. И. Чухно^а

^аИнститут проблем безопасного развития атомной энергетики РАН,
просп. Академика Лаврентьева, д. 1, г. Новосибирск, 630090 Россия

*e-mail: usovev@gmail.com

Поступила в редакцию 19.06.2023 г.

После доработки 12.07.2023 г.

Принята к публикации 01.08.2023 г.

Применение расчетных средств, опирающихся на современные физические и математические модели, для обоснования конструкторских решений различных элементов теплообменного оборудования позволяет экономить время, человеческие и финансовые ресурсы проектных организаций. Разнообразие проектируемых и существующих реакторов, различающихся как по конструкции, так и по типу теплоносителей, требует наличия универсального расчетного теплогидравлического кода широкого спектра использования. Разработанный в рамках проекта “Прорыв” теплогидравлический модуль нового поколения HYDRA-IBRAE/LM интегрального кода ЕВКЛИД удовлетворяет этим требованиям. Работа теплогидравлического модуля в составе интегрального кода позволяет существенно расширить спектр моделируемых режимов работы реакторных установок и, как следствие, отдельных элементов теплообменного оборудования. С помощью разработанного и аттестованного в НТЦ ЯРБ теплогидравлического модуля можно рассчитать теплогидравлику натриевого, свинцового, свинцово-висмутowego, газового и водного теплоносителей в различном оборудовании АЭС. К наиболее сложным для моделирования относятся парогенераторы (ПГ) реакторных установок вследствие возможного присутствия в них теплоносителей двух типов. В настоящей работе представлены результаты исследований, демонстрирующие возможности кода корректно рассчитывать процессы в парогенераторах установок только с натриевым охлаждением, поскольку данные установки существуют и активно эксплуатируются в России и мире. Приведенные в статье данные позволяют сделать вывод, что созданный в ИБРАЭ РАН теплогидравлический модуль является эффективным средством для выполнения численного анализа сложных теплообменных процессов в реакторных установках. С помощью развитой системы замыкающих соотношений модуля можно проводить обоснование проектных теплотехнических решений применительно к отдельным элементам теплообменного оборудования.

Ключевые слова: теплогидравлический модуль, быстрый реактор, парогенератор, ядерная энергетическая установка, жидкометаллический теплоноситель, ЕВКЛИД, HYDRA-IBRAE/LM

DOI: 10.56304/S0040363623120056

Развитие атомной энергетики в настоящее время идет по пути создания ядерных энергетических установок (ЯЭУ) на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем для решения проблемы расширенного воспроизводства ядерного топлива. Очевидная привлекательность таких реакторных установок (РУ) обуславливает растущую конкуренцию в этой области реакторо-

строения, отличающейся жесткими требованиями не только к безопасности РУ, но и к экономической целесообразности разрабатываемых проектов. Залогом успешной разработки РУ, отвечающей всем современным требованиям, являются технически и экономически подтвержденные конструкторские решения, а главным арбитром избранных конструкторских решений — экспериментальные исследования и расчетное обоснование.

Расчетные коды улучшенной оценки дают возможность при минимальных затратах людских и материальных ресурсов создавать виртуальные полномасштабные математические модели ЯЭУ, исследовать поведение РУ в различных условиях

¹ Исследование выполнено в рамках государственного контракта № Н.4о.241.19.21.1068 от 14.04.2021 на выполнение научно-исследовательских работ “Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для разработки и обоснования безопасности ядерных реакторов, проектирования атомных электростанций, создания технологий и объектов ядерного топливного цикла. Этап 2021–2023 гг.”

эксплуатации, моделировать сценарии развития проектных и гипотетических запроектных аварий.

В России разрабатываются технические проекты АЭС со свинцовым (РУ БРЕСТ-ОД-300) и натриевым (РУ БН-1200М) теплоносителями. Наряду с проектированием реакторных установок нового поколения на некоторых предприятиях и в организациях атомной отрасли России и в Российской академии наук разработан теплогидравлический расчетный модуль HYDRA-IBRAE/LM [1, 2], предназначенный для моделирования нестационарной теплогидравлики для РУ с жидкометаллическими теплоносителями и являющийся основной частью семейства интегральных кодов ЕВКЛИД/V1 и V2 [3].

Несмотря на то что изначально теплогидравлический модуль был нацелен на моделирование нестационарных процессов, которые сопровождают аварийные ситуации, опыт его использования показал, что с помощью заложенных в код моделей можно с удовлетворительной точностью рассчитывать и стационарные задачи, которые необходимы, например, для определения проектных характеристик отдельных элементов оборудования.

В настоящей работе приводятся заложенные в код модели и результаты, полученные с использованием кода при расчете характеристик парогенераторов, охлаждаемых натриевым теплоносителем.

МОДЕЛИ КОДА HYDRA-IBRAE/LM

Код HYDRA-IBRAE/LM предназначен для расчета теплогидравлических процессов в контурах АЭС с различными теплоносителями (вода, натрий, свинец, свинец-висмут). Моделирование движения потока теплоносителя проводится на основе механически и термически неравновесной двухжидкостной одномерной модели с равным давлением фаз [4].

Главная область применения кода – расчет переходных и аварийных процессов в реакторах на быстрых нейтронах. В то же время развитая система эмпирических замыкающих соотношений, обширная база данных по свойствам материалов и теплоносителей позволяют проводить расчеты сложных теплообменных устройств как в стационарных, так и в нестационарных режимах работы и выбирать их оптимальные параметры. Бесспорно, для точных проектных расчетов различного теплообменного оборудования (типа теплообменников) лучше всего подходят программы на базе CFD-кодов (computational fluid dynamics). Моделирование парогенераторов при реализации двухфазных режимов течения с помощью CFD-кодов не представляется в настоящее время оправданным. Наиболее оптимальным в этом случае является применение универсальных ка-

нальных теплогидравлических кодов наподобие HYDRA-IBRAE/LM/V1, при разработке которых специалисты опирались на большой объем экспериментальных исследований.

При расчете парогенераторов реакторных установок весьма важно корректно определить коэффициенты теплоотдачи. Для теплоотдачи от стенки к жидкому натрию используются полуэмпирические и эмпирические соотношения, зависящие от режима течения жидкого натрия и строения проходного тракта. Используемые соотношения подробно описаны в работах [2, 5, 6]. Так, для расчета теплоотдачи в круглой трубе в турбулентном режиме применяется безразмерный коэффициент теплоотдачи – число Нуссельта Nu , который для жидких металлов является функцией числа Пекле Pe [7]:

$$Nu = 5 + 0.025Pe^{0.8}.$$

Для теплоотдачи с внутренней поверхности кольцевого канала в турбулентном режиме [8]

$$Nu = (6.4 - 3/\lg Re) s^{0.24} + 0.008Pe^{0.87} (1 + 0.2e^{-4s}) s = D_{int}/D_{ext},$$

где s – отношение внешнего и внутреннего диаметров кольцевого канала; D_{int} , D_{ext} – внешний и внутренний диаметр кольцевого канала.

Для воды теплообмен со стенкой описывается системой соотношений, зависящей от режимов кипения и теплообмена. Карты режимов для водного теплоносителя основаны на картах, разработанных в коде КОРСАР [9]. Для каждого режима кипения используется соответствующий набор формул. Так, например, для пузырькового кипения используется соотношение из кода TRAC [10]:

$$\alpha = \alpha_c F + \alpha_b S \min [1; (T_w - T_s)/(T_w - T_f)],$$

где α – коэффициент теплоотдачи; T_w , T_s , T_f – температура стенки, насыщения и теплоносителя; $\alpha_c = \frac{\lambda}{D_h} \max(4.36; 0.23Re^{0.8} Pr^{0.4})$ – коэффициент теплоотдачи за счет конвективного теплообмена при вынужденном течении; α_b – коэффициент теплоотдачи при кипении в большом объеме; λ – коэффициент теплопроводности теплоносителя; D_h – гидравлический диаметр канала; Pr – число Прандтля; $F = 2.35(X_{lm}^{-1} + 0.213)^{0.736}$ – функция интенсификации конвективного теплообмена; X_{lm} – параметр Локкарта – Мартинелли; S – функция подавления кипения.

Поскольку теплообмен между жидкометаллическим и водным теплоносителями в парогенераторе происходит через теплообменные стенки, для расчета теплообмена в твердых структурах решается уравнение теплопроводности.

ВАЛИДАЦИЯ НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА УСТАНОВКЕ СПРУТ

Демонстрация возможности использовать теплогидравлический модуль HYDRA-IBRAE/LM для расчета параметров парогенераторов была выполнена с использованием доступных экспериментальных данных. Большой объем информации по режимам работы парогенераторов с жидкометаллическим охлаждением был получен в ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского на экспериментальной установке СПРУТ [11]. На сегодняшний день эта установка — единственная в мире, с ее помощью можно исследовать гидродинамику и теплообмен на полномасштабных узлах парогенераторов РУ с жидкометаллическим теплоносителем.

В 1973 г. на установке СПРУТ сотрудники ГНЦ РФ ФЭИ и ОКБ “Гидропресс” провели работы по обоснованию проекта парогенератора на базе трубки Фильда реакторной установки БН-350, основной целью которых являлось подтверждение расчетных характеристик испарителя, а также доказательство отсутствия кризиса теплообмена на теплопередающей поверхности канала. Исследования были выполнены на укороченной модели трубки Фильда с вынужденной циркуляцией воды, а также на полномасштабной модели с естественной циркуляцией по пароводяному контуру [11].

Стенд СПРУТ содержал два натриевых контура и контур воды высокого давления. Натрий подогревался в I контуре с помощью электрических нагревателей и прокачивался в обоих контурах электромагнитными насосами. Теплообмен между натрием I контура и натрием II контура происходил в теплообменнике. Нагретый натрий II контура поступал в рабочий участок, который представлял собой модель испарительного канала парогенератора реакторной установки БН-350. Контур воды высокого давления содержал циркуляционный насос, систему вентиля для регулирования расхода воды, электрический подогреватель, компенсаторы объема, холодильники и другие элементы, необходимые для эксплуатации стенда.

В модели парогенератора типа трубки Фильда реакторной установки БН-350 с натриевым теплоносителем в качестве рабочего тела используется вода, которая при нагревании проходит состояния от недогретой до насыщения на входе в ПГ до существенно перегретого пара на выходе из него, “пробегаая” практически всю карту режимов течения и теплообмена.

Модель укороченного испарительного канала Фильда, испытанная в 1974 г., показана на рис. 1. Обогрев модели осуществлялся натрием, который протекал снизу вверх в кольцевом зазоре между внешней корпусной трубой 1 установки и трубой парогенерирующего канала 3. Вода опускалась по трубе 2 сверху вниз, а затем поднималась

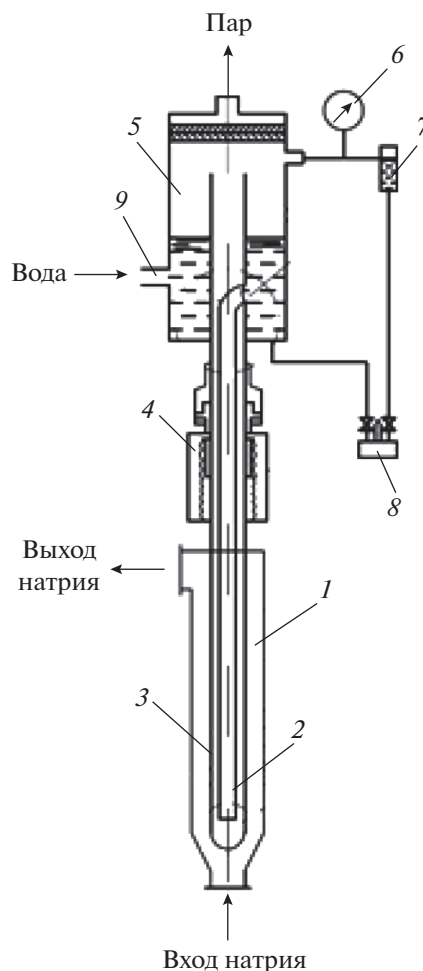


Рис. 1. Схема модели парогенератора с трубкой Фильда [9].

1 — труба с натрием; 2 — опускная труба парогенерирующего канала; 3 — труба парогенерирующего канала; 4 — сильфонный узел; 5 — сепаратор; 6 — манометр; 7 — расширительный бак; 8 — бак с водой; 9 — вход питательной воды

лась вверх в кольцевом зазоре между трубами 2, 3. К трубе 1 в самом низу было приварено доньшко из стального листа толщиной 5 мм с зазором 35 мм. Длина экспериментального участка составляла 0.63 м. Корпусная труба 1 диаметром 56×10^{-3} м, толщиной стенки 4×10^{-3} м и опускная труба канала Фильда диаметром 16×10^{-3} м, толщиной стенки 2×10^{-3} м были изготовлены из стали.

Эксперименты были проведены при давлениях 2.9 и 4.9 МПа. При давлении 2.9 МПа работал испаритель реакторной установки БН-350, при давлении 4.9 МПа работал тот же испаритель на номинальной мощности 100%. Расход воды составлял 100% номинального расхода, приходящегося на одну трубу испарителя реакторной установки БН-350 [$1470 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$], 75% [$1100 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$] и 50% [$740 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$].

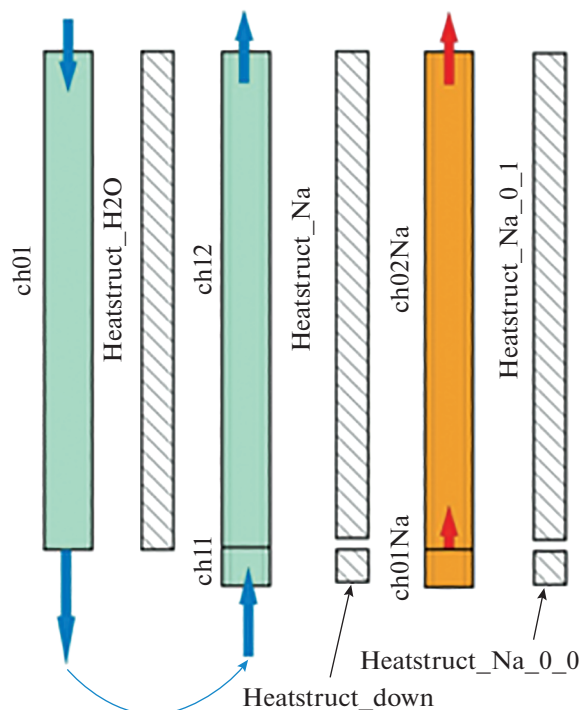


Рис. 2. Нодализация схема трубки Фильда, использованная для расчетов. ch01, ch12 – секция с водой; Heatstruct_H2O, Heatstruct_Na – теплопроводящая структура; ch02Na, Ch01Na, Heatstruct_Na_0_1 – канал с натрием; ch11 – канал с водой, моделирующий доньшко трубы l (см. рис. 1); Heatstruct_down – теплопроводящая моделирующая структура; Heatstruct_Na_0_0 – теплопроводящая структура, соединенная с начальным участком входа натрия

Измерения температуры по высоте модели выполнялись с помощью хромель-алюмелевых термопар, приваренных к внешней поверхности корпусной трубы и наружной трубки Фильда. Координаты термопар по длине модели отсчитывались от внешней поверхности доньшка трубки Фильда. Систематическая погрешность измерения температуры составляла 6 К.

Кратность циркуляции в экспериментах с естественной циркуляцией определялась как отношение измеряемых в эксперименте массового расхода воды в опускной трубе к массовому расходу питательной воды на входе 9.

Для расчета парогенератора с трубкой Фильда с использованием модуля HYDRA-IBRAE/LM была разработана нодализация схема (рис. 2), которая со стороны водяного контура состояла из двух каналов. Между ними была задана теплопроводящая структура, которая соответствовала опускной трубке Фильда.

Для моделирования режимов с естественной циркуляцией в нодализации схеме на входе в водяной контур и выходе из него задавали одинаковое давление, так как вход и выход связаны с

единой емкостью. Температуру на входе $T_{H_2O}^{in}$ вычисляли по формуле

$$T_{H_2O}^{in} = XT_{H_2O} + (1 - X)T_{H_2O}^{out},$$

где X – массовое расходное паросодержание воды на выходе из трубки Фильда; T_{H_2O} – температура питательной воды; $T_{H_2O}^{out}$ – температура отсепарированной воды.

В данной формуле учитывается, что в сепаратор 5 (см. рис. 1) вода поступает при температуре насыщения, весь пар отводится и подмешивается вода, температура которой задана.

Кратность циркуляции n рассчитывается по формуле

$$n = \frac{1}{X}.$$

На расход теплоносителя при естественной циркуляции принципиальным образом влияет наличие локальных сопротивлений в канале Фильда – десяти дистанционирующих решеток, выполненных в подъемном кольцевом канале в форме звездочек. В теплогидравлическом модуле HYDRA-IBRAE/LM они моделируются с помощью локальных сопротивлений.

Секции с водой ch01 и ch12 (см. рис. 2) взаимодействуют с натрием через стенку, которая моделируется теплопроводящей структурой Heatstruct_Na. Теплообмен между опускным и подъемным участками воды моделируется с помощью теплопроводящей структуры Heatstruct_H2O. Кольцевая трубка с натрием моделируется отдельным каналом ch02Na, для которого задан теплообмен с водяной секцией. При этом в соответствии с описанием эксперимента для натриевого канала задан начальный, не охлаждаемый водой участок длиной 0.2 м Ch01Na. Также для натриевого канала задано взаимодействие с теплопроводящей структурой, моделирующей внешнюю адиабатную стенку натриевого канала Heatstruct_Na_0_1. На входе в канал с натрием задается массовый расход теплоносителя определенной температуры, на выходе из канала задается постоянное давление 0.1 МПа.

На рис. 3 показаны зависимости, отображающие распределение температуры стальной стенки вдоль длины укороченной модели парогенератора, рассчитанное с помощью кода HYDRA-IBRAE/LM. Под теплопередающей стенкой подразумевается теплопередающая труба канала Фильда, под адиабатной – корпусная труба модели. Общее количество экспериментальных точек, использованных для оценки погрешностей расчета температуры стенки, составило 45 (всего было проведено пять экспериментов). Отклонение рассчитанной температуры от экспериментальных значений для теплопередающей стенки не превышало 1 К, для адиабатной – 3 К.

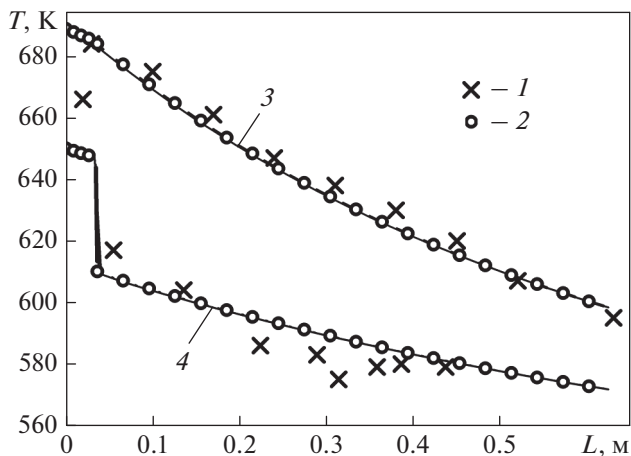


Рис. 3. Распределение температуры стенки по высоте L модели парогенератора с трубкой Фильда при массовом расходе воды $1470 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ и давлении со стороны водяного контура 4.9 МПа . 1 – экспериментальные данные; 2 – результаты расчета; 3 – адиабатная стенка; 4 – теплопередающая стенка

Также были выполнены расчеты кратности циркуляции водного теплоносителя для режимов с естественной циркуляцией воды в зависимости от расхода натрия G_{Na} и его температуры T_{Na} , а также давления пара в сепараторе p_c (рис. 4). Для режимов с исследованием кратности циркуляции теплопередающая труба диаметром $(32 \times 2) \times 10^{-3} \text{ м}$ в укороченной модели была заменена на трубу диаметром $(33 \times 3) \times 10^{-3} \text{ м}$, опускная труба диаметром $(16 \times 2) \times 10^{-3} \text{ м}$ – на трубу диаметром $(16 \times 1.4) \times 10^{-3} \text{ м}$. Всего было проведено 20 экспериментов по определению кратности циркуляции. По результатам вычислений на основе этих экспериментов была вычислена среднеарифметическая погрешность расчета кратности циркуляции, составившая 5%.

В настоящей работе в качестве среднеарифметической погрешности моделирования величины Y , для которой известны ее значения в N точках, используется следующая оценка:

$$\delta Y = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N |Y_{\text{calc}}^i - Y_{\text{exp}}^i|,$$

где Y_{calc}^i , Y_{exp}^i – рассчитанное и экспериментальное значение в точке i .

ВАЛИДАЦИЯ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ, ПОЛУЧЕННЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-600

В процессе эксплуатации реакторной установки БН-600 были выполнены расчеты характеристик парогенератора. Краткое описание реактор-

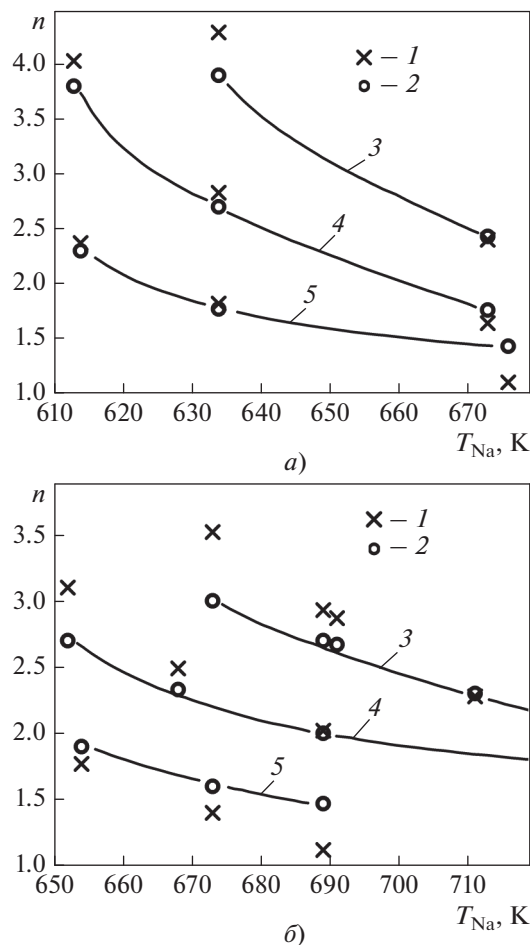


Рис. 4. Зависимость кратности циркуляции n при температуре питательной воды 431 К от температуры натрия T_{Na} на входе в модель испарителя с трубкой Фильда при $p_c = 3.92 \text{ МПа}$ (а) и $p_c = 5.1 \text{ МПа}$ (б). 1 – результаты расчета; 2 – экспериментальные данные; G_{Na} , $\text{кг}/\text{с}$: 3 – 0.528 ; 4 – 0.694 ; 5 – 0.972

ной установки и расчетных схем, использованных для моделирования, приведено в [12, 13].

Модель парогенератора была представлена следующими модулями: испарительным (ИС), основного перегрева (ОП) пара и промежуточно-перегрева (ПП) пара. Модуль промежуточного перегрева пара со стороны III контура не связан с модулями испарителя и основного перегрева пара и представляет собой независимую петлю. Со стороны III контура парогенератор моделировался граничными условиями по расходу и температуре питательной воды на входе в него. Секция ПП моделировалась трубками, граничным условием по температуре и расходу пара на входе в парогенератор и граничным условием по давлению на выходе из него. Секции ИС и ОП моделировались трубками каждой секции, граничным условием по температуре и расходу питательной воды на входе в секцию ИС, граничными условиями по

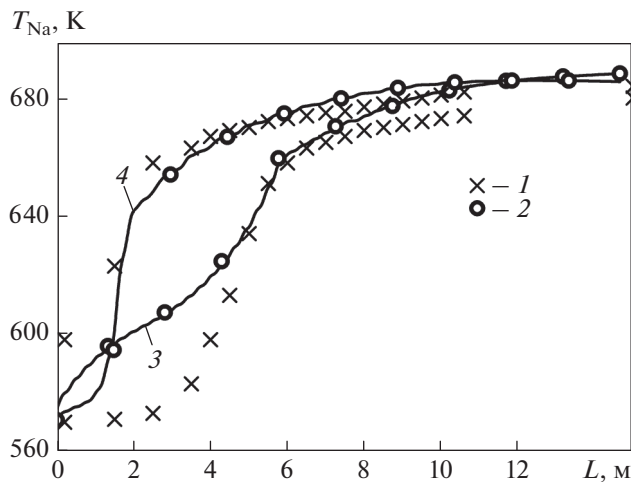


Рис. 5. Распределение температуры натрия по высоте парогенерирующего канала БН-600 в режиме работы на 50%-ной мощности.

1 – экспериментальные данные; 2 – результаты расчета; 3 – номинальный режим работы, 4 – режим работы при расхолаживании на естественной циркуляции

давлению на выходе из секции ОП и из коллектора слабо перегретого пара. Трубки секций ИС и ОП связаны между собой напрямую. Питательная вода подавалась в трубки испарителя снизу, нагревалась и поступала в трубки основного перегрева, на выходе из которых отводился свежий пар. В секцию промежуточного перегрева пар подавался сверху.

На рис. 5 представлена зависимость, полученная при расчете распределения температуры натрия по высоте парогенератора при работе реактора на мощности 50% и в режиме естественной циркуляции на остаточном энерговыделении. В этом режиме происходило отключение главных циркуляционных насосов I и II контуров с одновременным вводом стержней аварийной защиты и глушением реактора. При этом тепловая мощность реактора опускалась до уровня остаточных энерговыделений и развивалась устойчивая естественная циркуляция теплоносителя. На рис. 5 приведены зависимости для начального момента времени (до отключения насосов и сброса стержней защиты), когда все параметры реактора соответствовали работе на 50%-ной мощности, и в момент времени 1500 с после отключения насосов, когда установился устойчивый режим естественной циркуляции.

Зависимости, показанные на рис. 5, до высоты примерно 6 м соответствуют теплообмену с водой, недогретой до температуры кипения, для большей высоты – теплообмену с водой при пузырьковом кипении. Приведенные данные по распределению температуры натрия по высоте парогенератора реакторной установки БН-600

демонстрируют корректность заложенных в теплогидравлический модуль моделей теплообмена натрия – стенка и вода – стенка, что позволяет рассчитывать распределение температуры натрия при различных режимах работы реакторной установки как при параметрах, близких к номинальным, так и при работе на остаточных энерговыделениях при развитой естественной конвекции теплоносителя.

Среднеарифметическая погрешность расчета температуры натрия составила 10 К, что говорит о хорошей точности предсказания режимов работы парогенератора в реакторной установке типа БН. Погрешность оценена с использованием 38 экспериментальных точек.

ВЫВОДЫ

1. Среднеарифметическая погрешность расчета температуры стенки с использованием теплогидравлического модуля HYDRA-IBRAE/LM, обоснованная с помощью результатов вычислений с применением экспериментальных данных, полученных на стенде СПРУТ, не превысила 3 К. Оценка погрешности проводилась на 45 экспериментальных точках для адиабатной стенки и на столько же для теплопередающей.

2. Среднеарифметическая погрешность определения температуры натрия в парогенераторе действующей реакторной установки БН-600, оцененная с использованием 38 экспериментальных точек, составила 10 К.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Базовые** положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах / В.М. Алипченков, А.М. Анфимов, Д.А. Афремов, В.С. Горбунов, Ю.А. Зейгарник, А.В. Кудрявцев, С.Л. Осипов, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов, Э.В. Усов // Теплоэнергетика. 2016. № 2. С. 54–64. <https://doi.org/10.1134/S0040363616020016>
2. **Система** замыкающих соотношений двухжидкостной модели кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для расчета процессов при кипении натрия в каналах энергетического оборудования / Э.В. Усов, А.А. Бутов, Г.А. Дугаров, И.Г. Кудашов, С.И. Ложнин, Н.А. Мосунова, Н.А. Прибатурин // Теплоэнергетика. 2017. № 7. С. 48–55. <https://doi.org/10.1134/S0040363617070104>
3. **Физические** модели для расчета разрушений твэла и активной зоны реактора с жидкометаллическим теплоносителем, реализованные в коде ЕВКЛИД/V2 / А.А. Бутов, В.С. Жданов, И.А. Климонов, И.Г. Кудашов, А.Э. Кутлиметов, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов, А.А. Сорокин, С.А. Фролов, Э.В. Усов, В.И. Чухно // Теплоэнергетика. 2019. № 5. С. 5–15. <https://doi.org/10.1134/S0040363619050023>

4. **Нигматулин Р.И.** Динамика многофазных сред. Ч. I. М.: Наука, 1987.
5. **Один** из этапов верификации теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для расчета течения натриевого теплоносителя в сборках твэлов / Э.В. Усов, Н.А. Прибатурин, И.Г. Кудашов, А.А. Бутов, Г.А. Дугаров, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов, Е.Н. Иванов // Атомная энергия. 2015. Т. 118. Вып. 6. С. 309–313.
6. **Модели** теплообмена кода СОКРАТ-БН для расчета кипения натрия в каналах разной геометрии / И.Г. Кудашов, Э.В. Усов, А.А. Бутов, И.С. Вожаков, Н.А. Прибатурин, С.И. Лежнин, М.Е. Кузнецова, Ю.Ю. Виноградова, Р.В. Чалый, В.Н. Семенов, А.Л. Фокин, Н.И. Рыжов // Атомная энергия. 2014. Т. 117. Вып. 5. С. 261–265.
7. **Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А.** Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). М.: Атомиздат, 1975.
8. **Справочник** по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Т. 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / под ред. П.Л. Кириллова. М.: ИздАт, 2010.
9. **Юдов Ю.В., Волкова С.Н., Мигров Ю.А.** Замыкающие соотношения теплогидравлической модели расчетного кода КОРСАР // Теплоэнергетика. 2002. № 11. С. 22–29.
10. **TRAC-M/FORTRAN 90 (VERSION 3.0) LA-UR-00-910.** Theory manual / J.W. Spore, J.S. Elson, S.J. Jolly-Woodruff, T.D. Knight, J.-C. Lin, R.A. Nelson, K.O. Pasamehmetoglu, R.G. Steinke, C. Unal. Los Alamos National Laboratory, 2000.
11. **Кириллов П.Л., Турчин Н.М., Грачев Н.С.** Исследования теплообмена на однотрубных моделях испарителя БН-350. ФЭИ-1575. Обнинск: ФЭИ, 1984.
12. **Основные** результаты верификации кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на экспериментальных режимах РУ БН-600 / А.М. Анфимов, В.С. Горбунов, Д.В. Кузнецов, В.С. Осипов, Е.Н. Иванов, И.А. Климонов, И.Г. Кудашов, Н.А. Мосунова, Э.В. Усов // ВАЭТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2016. № 4. С. 182–190.
13. **Верификация** теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на основе экспериментов на БН-600 / И.В. Климонов, Э.В. Усов, Г.А. Дугаров, А.А. Бутов, И.Г. Кудашов, Е.Н. Иванов, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов, А.М. Анфимов, В.С. Горбунов, Д.В. Кузнецов, С.Л. Осипов, А.И. Бельтюков // Атомная энергия. 2017. Т. 122. Вып. 5. С. 258–262.

Application of the EUCLID Integrated Code's HYDRA-IBRAE/LM Thermal Hydraulic Module for Analyzing the Steam Generators of Sodium Cooled Reactor Plants

I. A. Klimonov^a, N. A. Mosunova^a, V. F. Strizhov^a, E. V. Usov^{a,*}, and V. I. Chukhno^a

^a Nuclear Safety Institute, Russian Academy of Sciences (IBRAE RAS), Novosibirsk, 630090 Russia

*e-mail: usovev@gmail.com

Abstract—Application of computation tools resting on contemporary physical and mathematical models for substantiating the design solutions adopted for various heat-transfer equipment components helps save time, manpower, and financial resources of design institutions. The variety of both existing reactors and those being designed, which differ from one another both in design and type of coolants calls for the availability of a versatile thermal hydraulic computer code suited for a wide range of applications. The new-generation HYDRA-IBRAE/LM thermal hydraulic module of the EUCLID integrated code, which has been developed as part of the Proryv (Breakthrough) Project, meets these requirements. The operation of this thermal hydraulic module as part of the integrated code opens the possibility to simulate an essentially wider range of reactor plant operation modes and, as a consequence, those of individual heat-transfer equipment components. The developed thermal hydraulic module, which has been certified at the Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS), offers the possibility to analyze the thermal hydraulics of sodium, lead, lead–bismuth, gas, and water coolants in various NPP equipment items. Reactor plant steam generators (SGs) belong to the category of equipment components most complex for modeling since they may contain two types of coolants. The article presents study results demonstrating the code's abilities to analyze in a correct way the processes in the steam generators of only sodium cooled reactor plants, because these plants exist and are actively operated in Russia and around the world. The data presented in the article allow a conclusion to be drawn that the thermal hydraulic module developed at IBRAE RAS is an efficient tool for numerically analyzing complex heat-transfer processes in reactor plants. By using an extended system of closing correlations implemented in the module, it is possible to perform substantiation of design thermal engineering solutions as applied to individual heat-transfer equipment components.

Keywords: thermal hydraulic module, fast reactor, steam generator, nuclear power facility, liquid metal coolant, EUCLID, HYDRA-IBRAE/LM