

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАСПЛАВА В УСТРОЙСТВЕ ДЛЯ СБОРА ТОПЛИВА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С ПОМОЩЬЮ МОДУЛЯ HEFEST-FR ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА ЕВКЛИД/V2¹

© 2023 г. А. А. Бутов^b, Д. Д. Каменская^a, И. А. Климонов^b, Н. А. Мосунова^a,
Э. В. Усов^b, С. В. Цаун^{a, *}, В. И. Чухно^b

^aИнститут проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (ИБРАЭ РАН),
Большая Тульская ул., д. 52, Москва, 115191 Россия

^bНовосибирский филиал ИБРАЭ РАН, просп. Академика Лаврентьева, д. 1, г. Новосибирск, 630090 Россия

*e-mail: tsaun@ibrae.ac.ru

Поступила в редакцию 07.03.2023 г.

После доработки 21.04.2023 г.

Принята к публикации 27.04.2023 г.

Для численного моделирования поведения расплава в устройстве для сбора топлива реакторной установки с натриевым теплоносителем на основе кода для моделирования плавления и разрушения элементов активной зоны реакторных установок на быстрых нейтронах (РУ БН) с жидкометаллическим теплоносителем SAFR, разработанного в ИБРАЭ РАН, создан и внедрен в интегральный код ЕВКЛИД/V2 модуль HEFEST-FR. Данный модуль предназначен для численного моделирования процессов удержания и расхолаживания расплава в корпусе реактора с учетом теплообмена между внутрикорпусными конструкциями и теплоносителем. Для этого в цилиндрической системе координат решается двумерная задача (отсутствует зависимость температуры от азимутального угла) нестационарной теплопроводности для материалов, находящихся в поддоне устройства для сбора топлива (УСТ) реакторной установки. Коэффициенты уравнения теплопроводности зависят от времени, координат и температуры, которая является корнем решения этого уравнения. Используются граничные условия первого, второго и третьего рода, задаются потери тепла на границе вследствие излучения. Внутри расплава устанавливается либо полная, либо объемная мощность остаточного тепловыделения. Для численного решения двумерного уравнения теплопроводности применяется метод на основе энтальпийного подхода. Его формулировки при решении уравнения теплопроводности с учетом фазовых переходов позволяют естественным образом преодолеть проблему разрывности удельной энтальпии материала в точке плавления. В результате решения находится поле температур при плавлении/затвердевании материалов (различных марок сталей и топлива) в поддоне УСТ РУ БН. Продемонстрированы результаты верификации модуля HEFEST-FR на решении аналитической задачи. С помощью этого модуля проведены методические расчеты поведения расплава топлива и оболочек твэла в устройстве для сбора топлива реакторной установки с натриевым теплоносителем.

Ключевые слова: HEFEST-FR, устройство для сбора топлива, интегральный код, ЕВКЛИД/V2, реакторная установка на быстрых нейтронах, натриевый теплоноситель, тяжелая авария, расплав

DOI: 10.56304/S0040363623110036

Россия является одной из ведущих стран мира, в которых проектируются и строятся атомные электростанции с реакторными установками, в

которых в качестве теплоносителя используются жидкие металлы. В частности, на Белоярской АЭС с апреля 1980 г. по сегодняшний день успешно эксплуатируется энергоблок № 3 с РУ БН-600 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем [1]. В декабре 2015 г. введен в строй энергоблок № 4 с аналогичной, но более мощной РУ БН-800 [2]. В настоящее время заканчивается проектирование реакторной установки четвертого поколения БН-1200М [3]. В 2021 г. Ростехнадзор выдал лицензию на сооружение опытно-де-

¹ Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом» 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 годов».

монстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 [4, 5]. Наличие действующих и проектируемых энергоблоков с жидкометаллическими теплоносителями подтверждает то, что создание вычислительных программ, предназначенных для проведения анализа и обоснования безопасной работы АЭС с РУ с жидкометаллическими теплоносителями, представляет собой актуальную задачу. В России одной из таких программ является мультифизичный интегральный код ЕВКЛИД, разработанный в двух версиях.

Первая версия (ЕВКЛИД/V1) предназначена для мультифизичного моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями в режимах нормальной эксплуатации и в режимах с нарушением нормальной эксплуатации, в том числе, при начальных стадиях аварий до момента разгерметизации оболочек твэлов и выхода радиоактивных веществ. Для этого выполняются связные нейтронно-физические, термомеханические и теплогидравлические расчеты [6, 7]. Программа аттестована в 2019 г. в Ростехнадзоре [8].

Вторая версия (ЕВКЛИД/V2) создана для численного моделирования поведения РУ БН в режимах нормальной эксплуатации и в режимах с нарушениями нормальной эксплуатации, включая аварии, в том числе тяжелые [9, 10].

На начало 2021 г. в состав интегрального кода ЕВКЛИД/V2 входили следующие модули:

нестационарный теплогидравлический для моделирования параметров теплоносителя во всех контурах РУ и помещениях АЭС (HYDRA-IBRAE/LM);

переноса и поведения продуктов деления, коррозии и активации в I контуре, газовой системе РУ и помещениях АЭС (AEROSOL-LM);

транспортировки твердофазных примесей в I контуре РУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (OXID);

миграции трития в теплоносителе I, II и III (при наличии) контуров (TRITIUM);

нейтронно-физический, с диффузионной и кинетической опциями (DN3D);

расчета выгорания и остаточного энерговыделения (BPSD);

для численного моделирования тепловыделяющих элементов с нитридным и оксидным топливом (БЕРКУТ) с моделями расчета источников продуктов деления в активной зоне в случае разгерметизации твэла;

ячейковый (CELSIST), предназначенный для квазитрехмерного теплогидравлического расчета стационарных и нестационарных режимов охлаждения тепловыделяющей сборки жидкометаллическим теплоносителем;

для расчета разрушения активной зоны реактора, включая моделирование диссоциации нитридного топлива и выхода продуктов деления из расплава во время тяжелой аварии (SAFR);

для расчета возможности возникновения вторичной критичности при тяжелой аварии (SECRIT);

для расчета радиационной обстановки за пределами промышленной площадки объекта использования ядерной энергии (POM);

программные, моделирующие работу штатных систем управления, контроля и систем безопасности (CFunc);

базу данных по свойствам материалов и теплоносителей, используемых в российских проектах РУ с натриевым и свинцовым теплоносителем.

Согласованную работу модулей обеспечивает интегрирующая оболочка SMART-LM, а вариативность их состава позволяет решать широкий спектр задач обоснования безопасной работы АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах.

Для моделирования запроектной аварии с плавлением активной зоны РУ с натриевым теплоносителем была разработана численная модель, описывающая удержание и расхолаживание расплава в корпусе реактора с учетом теплообмена с внутрикорпусными конструкциями. Примером конструкции, удерживающей расплавленное топливо и расплав материалов, из которых изготовлены элементы РУ, является устройство для сбора топлива в РУ БН-800 [2]. Аналогичные устройства для удержания расплава предполагается использовать: в упомянутой ранее РУ БН-1200М; в разрабатываемом во францужско-японской кооперации реакторе с натриевым теплоносителем ASTRID [11, 12]; в индийском проекте реактора с натриевым теплоносителем PFBR [13–15].

Для двумерного моделирования поведения расплава конструкционных элементов и топлива в устройствах для сбора топлива и удержания расплава в реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем сотрудниками ИБРАЭ РАН был создан расчетный модуль HEFEST-FR на основе кода SAFR, который был внедрен в интегральный код ЕВКЛИД/V2.

В данной статье представлена разработанная методика моделирования поведения расплава в устройстве для сбора топлива в реакторной установке с натриевым теплоносителем с помощью кода ЕВКЛИД/V2. Приведены примеры методических расчетов. Продемонстрированы результаты верификации модуля HEFEST-FR на решении аналитической задачи.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАСПЛАВА В УСТРОЙСТВЕ ДЛЯ СБОРА ТОПЛИВА

Для предотвращения разрушения корпуса реактора при попадании на него расплавленных материалов активной зоны в реакторах с натриевым теплоносителем применяется устройство для сбора топлива [2], которое является пассивным элементом безопасности. Оно работает в условиях запроектной аварии с расплавлением активной зоны и должно выполнять следующие функции:

сбор расплавленного топлива в целях исключения его попадания на днище корпуса реактора;

предотвращение возникновения вторичной критичности (самопроизвольной цепной реакции);

организацию съема остаточного тепловыделения топлива путем естественной циркуляции теплоносителя I контура (жидкого натрия).

На рис. 1 показана типичная схема поддона устройства для сбора топлива РУ с натриевым теплоносителем и распределения материалов, попавших в поддон. Внутренняя поверхность днища поддона и цилиндрическая обечайка покрыты листами из жаропрочного сплава. Рассматривается осесимметричная конструкция поддона, поэтому схема показана в цилиндрической системе координат. Конструкция рамы УСТ в работе не приводится.

Предполагается, что во время запроектной аварии расплавленная сталь и топливо стекают в поддон устройства. При автономной работе расчетного модуля HEFEST-FR необходимо предсказать, как поведет себя расплав в поддоне при заданных начальных параметрах расплава, мощности остаточного тепловыделения в расплаве топлива, граничных условиях и свойствах материалов. При работе модуля HEFEST-FR совместно с другими модулями интегрального кода значения указанных начальных и граничных условий поступают от других модулей кода ЕВКЛИД/V2.

Таким образом, задача заключается в расчете теплообмена расплава со стенками устройства и определении состояния материалов внутри поддона. При этом в данной работе рассматривается только решение общей задачи теплообмена расплава со стенками поддона УСТ. Оценка целостности поддона УСТ не проводится, поскольку это можно выполнить с применением стандартных трехмерных термомеханических кодов типа ANSYS [16], для которых в качестве граничных условий используются данные, полученные по коду ЕВКЛИД/V2. Важно отметить, что при моделировании введено следующее допущение: материалы устройства для сбора топлива выбраны таким образом, что между ними и компонентами расплава отсутствует эвтектическое взаимодействие.

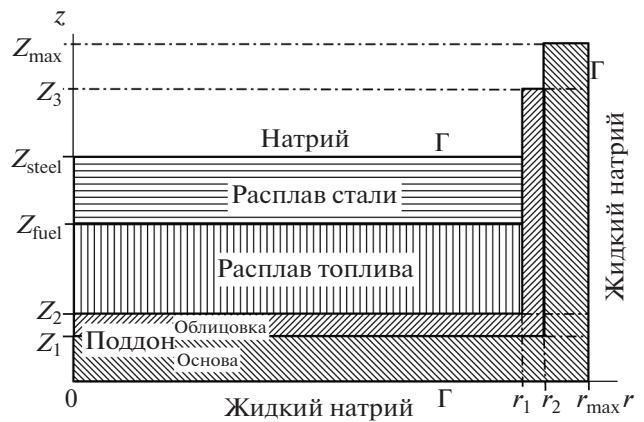


Рис. 1. Схема устройства для сбора топлива

В работе [17] отмечено, что решение общей задачи теплообмена расплава с конструкциями РУ при тяжелой аварии может быть сведено к решению нестационарного нелинейного уравнения теплопроводности. В этом случае конвективный перенос тепла в уравнении для энтальпии моделируется как кондуктивный с эффективными коэффициентами теплопроводности, оцениваемыми или определяемыми по экспериментальным данным. Это позволяет избежать решения уравнения движения в бассейне расплава с меняющимися границами и существенно упрощает расчет, хотя и ограничивает универсальность модели: требуется определение значений эффективных коэффициентов, которые зависят от конфигурации бассейна. Построение модели конвективной теплопередачи в расплаве преимущественно сводится к установлению и проверке эффективных коэффициентов теплопроводности для типовых конфигураций бассейна. В данной работе будут использованы обычные коэффициенты теплопроводности для рассматриваемых материалов. Правильность такого подхода подтверждается валидацией модуля HEFEST-FR на экспериментальных данных. Коэффициенты уравнения теплопроводности в общем случае зависят от времени, координат и температуры в данной точке, которая является корнем решения этого уравнения.

Постановка 2D-задачи нестационарной теплопроводности для расплава, находящегося в корпусе реактора, приведена в работе [18]. Область решения задачи Ω включает в себя расплавы стали и топлива, а также поддон (см. рис. 1). Предполагается, что расслоение расплава на несмешивающиеся фазы: оксидную и металлическую — происходит мгновенно. Уравнение теплопроводности в поддоне и в расплавах стали и топлива (область решения Ω) решается сквозным образом, без разделения на стадии и выделения области плавления. Начальные условия зада-

ются для температуры в области Ω . На границах (Γ) расплава стали и натрия, а также стального поддона и жидкого натрия, ставятся граничные условия третьего рода: задаются температура окружающей среды (жидкого натрия или паров натрия) и коэффициент теплоотдачи. При $r = 0$ задается условие симметрии решения. Также необходимо знать свойства расплавов и материалов поддона: коэффициент теплопроводности, плотность, динамический коэффициент вязкости (для расплавов) и удельную теплоемкость (или энтальпию). Для решения задачи плавления требуется задать температуру плавления и удельную теплоту плавления материала.

Определение распределения температуры в расплаве и поддоне сводится к решению двумерной задачи нестационарной теплопроводности в цилиндрической системе координат:

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \lambda r \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial}{\partial z} \lambda \frac{\partial T}{\partial z} + q(r, z); \quad (r, z) \in \Omega, \quad (1)$$

где ρ – плотность материала, кг/м³; c – удельная теплоемкость материала, Дж/(кг · К); T – температура материала, К; t – время, с; λ – коэффициент теплопроводности материала, Вт/(м · К); q – объемная плотность мощности внутренних источников (мощность остаточного тепловыделения расплава), Вт/м³; (r, z) – цилиндрические координаты точки, м.

Граничные условия третьего рода (конвективный теплообмен) имеют вид

$$\lambda \frac{\partial T}{\partial \bar{n}} = \alpha(T - T_c); \quad (r, z) \in \Gamma, \quad (2)$$

где $\partial \bar{n}$ – нормаль к поверхности поддона; α – коэффициент теплоотдачи от поддона к теплоносителю, Вт/(м² · К); T_c – температура внешней среды (жидкого натрия), К; c , ρ , λ и α являются функциями температуры, времени и пространственных координат.

При $r = 0$ ставится условие непрерывности потока:

$$\lambda \left. \frac{\partial T}{\partial r} \right|_{(r=0)} = 0. \quad (3)$$

Начальные условия имеют вид

$$T(r, z, t = 0) = T_0(r, z); \quad (r, z) \in \Omega \cup \Gamma, \quad (4)$$

где $T(r, z, t)$ – температура материала, К; $T_0(r, z)$ – начальная температура материала, К.

Поскольку исследуется процесс плавления (остывания) топлива и конструкционных материалов, для решения задачи (1) – (4) использован метод энтальпии [19], т.е. уравнение теплопро-

водности. Для этого уравнение (1) записывается в следующем виде:

$$\rho \frac{\partial h}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \lambda r \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial}{\partial z} \lambda \frac{\partial T}{\partial z} + q(r, z), \quad (r, z) \in \Omega, \quad (5)$$

где h – удельная энтальпия материала, Дж/кг, которая определяется по соотношению

$$dh = c dt. \quad (6)$$

Для численного решения задачи (2)–(5) методом конечных объемов был создан модуль HEFEST-FR, интегрированный в код ЕВКЛИД/V2.

ВЕРИФИКАЦИЯ МОДУЛЯ HEFEST-FR НА РЕШЕНИИ АНАЛИТИЧЕСКОЙ ЗАДАЧИ

Для демонстрации корректности программной реализации численного метода решения уравнения теплопроводности проведена верификация модуля HEFEST-FR на решении одномерной аналитической задачи.

Аналитическая задача

Для верификации модуля HEFEST-FR использовано аналитическое решение задачи теплопроводности в неограниченном сплошном цилиндре с граничным условием третьего рода.

Рассматривается неограниченный сплошной цилиндр, который имеет радиус R , начальную температуру T_0 и постоянное энерговыделение w . Коэффициент теплопроводности (λ), плотность (ρ) и удельная теплоемкость (c) – постоянные величины. На внешней поверхности цилиндра задан теплообмен с окружающей средой: температура среды T_c и коэффициент теплоотдачи α также не меняются. Требуется найти радиальное распределение температуры в цилиндре в любой момент времени.

Процесс изменения температуры описывается уравнением теплопроводности, начальным условием и граничными условиями третьего и второго рода:

$$\frac{\partial T(r, t)}{\partial t} = \frac{\lambda}{\rho c} \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{w}{\rho c}; \quad (7)$$

$$T(r, 0) = T_0; \quad (8)$$

$$\lambda \left. \frac{\partial T}{\partial r} \right|_{r=R} = \alpha(T - T_c); \quad (9)$$

$$\lambda \left. \frac{\partial T}{\partial r} \right|_{r=0} = 0. \quad (10)$$

Решение задачи (7)–(10) приведено в [20] и имеет вид

$$\frac{T(r) - T_0}{T_c - T_0} = 1 + \frac{1}{4} \text{Po} \left(1 + \frac{2}{\text{Bi}} - \frac{r^2}{R^2} \right) - \sum_{n=1}^{\infty} \left(1 + \frac{\text{Po}}{\mu_n^2} \right) A_n J_0 \left(\mu_n \frac{r}{R} \right) \exp \left(-\frac{\mu_n^2 a t}{R^2} \right), \quad (11)$$

где $\text{Po} = \frac{wR^2}{\lambda(T_c - T_0)}$ – критерий Померанцева;

$\text{Bi} = \frac{\alpha R}{\lambda}$ – число Био; $a = \frac{\lambda}{\rho c}$ – коэффициент тем-

пературопроводности; $A_n = \frac{2J_1(\mu_n)}{\mu_n [J_0^2(\mu_n) + J_1^2(\mu_n)]}$;

μ_n – корни характеристического уравнения

$$\frac{J_0(\mu_n)}{J_1(\mu_n)} = \frac{\mu_n}{\text{Bi}},$$

здесь J_0, J_1 – функции Бесселя первого рода, нулевого и первого порядка соответственно.

Стационарный радиальный профиль температуры описывается выражением

$$\frac{T(r) - T_0}{T_c - T_0} = 1 + \frac{1}{4} \text{Po} \left(1 + \frac{2}{\text{Bi}} - \frac{r^2}{R^2} \right). \quad (12)$$

Задача (7)–(10) решается при следующих исходных значениях параметров:

Радиус цилиндра R , м	0.004
Высота цилиндра H , м	0.1
Объемная мощность энерговыделения	
$w = \frac{P}{\pi R^2 H}$, МВт/м ³	994.7
Полная мощность P , Вт	5000
Температура окружающей среды T_c , К	600
Коэффициент теплоотдачи α , Вт/(м ² · К)	2000
Начальная температура цилиндра T_0 , К	850
Плотность ρ , кг/м ³	14000
Удельная теплоемкость c , Дж/(кг · К)	250
Коэффициент теплопроводности λ , Вт/(м · К)	22.9

Анализ сходимости решения по временному шагу и по сетке

По оси z цилиндр разбивали на четыре части. Для исследования сходимости решения по величине шага сетки использовали три разбиения по радиусу на 5, 10 и 20 ячеек. Проведено сравнение стационарных радиальных профилей температуры. На рис. 2 показаны радиальные распределения стационарных профилей температур для разного числа расчетных ячеек по радиусу. Как видно на рис. 2, профили температур практиче-

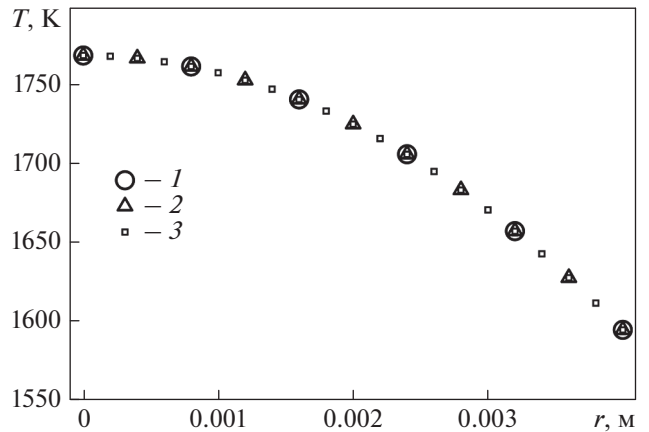


Рис. 2. Радиальное распределение стационарных профилей температур для разного числа расчетных ячеек по радиусу. Количество ячеек: 1 – 5; 2 – 10; 3 – 20

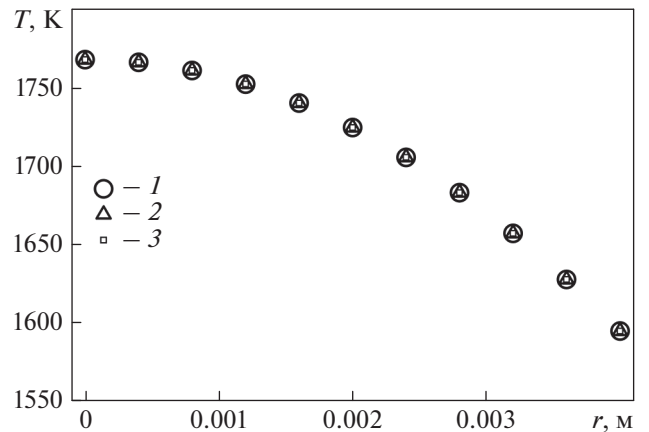


Рис. 3. Радиальное распределение стационарных профилей температур для разных значений шага по времени. Шаг по времени, с: 1 – 1; 2 – 0.1; 3 – 0.01

ски совпадают, что свидетельствует о сходимости численного решения при разбиении сетки.

Для анализа сходимости по времени проведены расчеты с постоянными временными шагами 1.00, 0.10 и 0.01 с. По радиусу область разбивали на 10 ячеек. На рис. 3 показаны радиальные стационарные профили температуры для разных значений шага по времени. Они, так же как и при разбиении пространственной сетки, совпадают. Таким образом подтверждается и временная сходимость полученного численного решения. Как видно на рис. 2 и 3, решения практически не отличаются одно от другого. Отмечена сходимость численного решения при разбиении пространственной сетки и по времени.

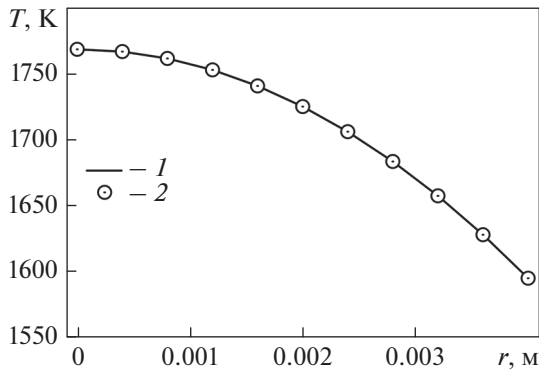


Рис. 4. Сравнение аналитического решения (1) с расчетными значениями, полученными с помощью модуля HEFEST-FR (2)

На рис. 4 показаны результаты аналитического решения и численного расчета с помощью модуля HEFEST-FR. По пространству сетку разбивали на 10 ячеек, максимальный шаг по времени равнялся 0.1 с. Погрешность решения составила $7.5 \times 10^{-5}\%$.

Верификация модуля HEFEST-FR с помощью аналитического решения простого одномерного уравнения теплопроводности приведена для подтверждения корректности численного решения уравнения теплопроводности и возможности использования модуля для методических (демонстрационных) расчетов поведения расплава в устройстве для сбора топлива.

Модуль HEFEST-FR был валидирован на экспериментальных данных SCARABEE BF1 [21]. Верификация модуля HEFEST-FR была выполнена также на решении аналитической задачи определения двумерного стационарного температурного поля ограниченного цилиндра с локализованным торцевым источником с граничными условиями третьего рода [22, 23]. Однако объем материала, описывающего валидацию на эксперименте SCARABEE и верификацию на решении двумерной аналитической задачи, выходит за рамки данной статьи. Предполагается, что в дальнейшем будет представлена статья, содержащая результаты валидации модуля HEFEST-FR на эксперименте SCARABEE BF1 и верификации на аналитическом решении двумерной задачи.

ПРИМЕР РАСЧЕТА ПОВЕДЕНИЯ РАСПЛАВА В УСТРОЙСТВЕ ДЛЯ СБОРА ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ МОДУЛЯ HEFEST-FR В СОСТАВЕ КОДА ЕВКЛИД/V2

В качестве примера для расчета поведения расплава рассмотрена типичная задача о разогреве МОХ-топлива в составе $UO_2 - 0.8$, $PuO_2 - 0.2$ [24] в поддоне реакторной установки с натриевым

теплоносителем. Размеры поддона, м, следующие: $r_1 = 2.445$, $r_2 = 2.46$, $r_{max} = 2.5$, $Z_1 = 0.04$, $Z_2 = 0.055$, $Z_3 = 0.48$, $Z_{max} = 0.5$ (см. рис. 1). Толщина слоя МОХ-топлива равна 0.204 м, следовательно, его масса – 39 160 кг. На поверхности топлива – слой стали ЭК164 [25] толщиной 0.136 м, массой 19 337 кг. Предполагается, что в начальный момент времени топливо и сталь ЭК164 находятся в твердом состоянии. Основой поддона является обычная нержавеющая сталь с температурой плавления 1670 К, а облицовка поддона выполнена из высокотемпературной стали с температурой плавления 2890 К.

Для решения задачи плавления с помощью модуля HEFEST-FR необходимо задать следующие свойства топлива и стали: температуру плавления, удельную теплоту плавления, плотность, теплопроводность, динамический коэффициент вязкости расплава, удельную теплоемкость или удельную энтальпию. Причем, как уже отмечалось, плотность, теплопроводность, динамический коэффициент вязкости, удельная теплоемкость и удельная энтальпия являются функциями температуры. Предполагалось, что свойства стали ЭК164 и топлива зависят от температуры, а свойства стали основы поддона и его облицовки являются постоянными величинами. Сведения о свойствах стали ЭК164 и МОХ-топлива автоматически загружались из базы данных кода ЕВКЛИД/V2.

Свойства МОХ-топлива представлены в ранее опубликованных работах: плотность в твердой фазе, плотность, теплопроводность, динамический коэффициент вязкости в жидкой фазе для UO_2 и удельная теплоемкость в [26], теплопроводность в твердой фазе в [27].

Свойства стали ЭК164 заимствованы из следующих работ: плотность, теплопроводность в твердой фазе из [28], данные по плотности в жидкой фазе в литературе отсутствуют, поэтому плотность, теплопроводность, динамический коэффициент вязкости и удельная энтальпия приняты для стали ЭК316 из [28]; удельная энтальпия в твердой фазе взята для аналога – стали Х23Н18 из [29].

Необходимо отметить, что в данной статье не решается задача снятия тепла с устройства для сбора топлива потоком натрия. Поэтому свойства натрия не задаются, а задаются только температура теплоносителя (натрия), омывающего поддон, равная 800 К и коэффициент теплоотдачи равный $5000 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$.

Полагается, что мощность остаточного тепловыделения Q в топливе распределена равномерно. Его зависимость от времени приведена на рис. 5.

На рис. 6 показаны временные зависимости массы расплавленного МОХ-топлива и массы расплавленной стали ЭК164. Как видно на этом рисунке, плавление топлива начинается примерно с 2000-й секунды и за 6000 с плавится 27 400 кг

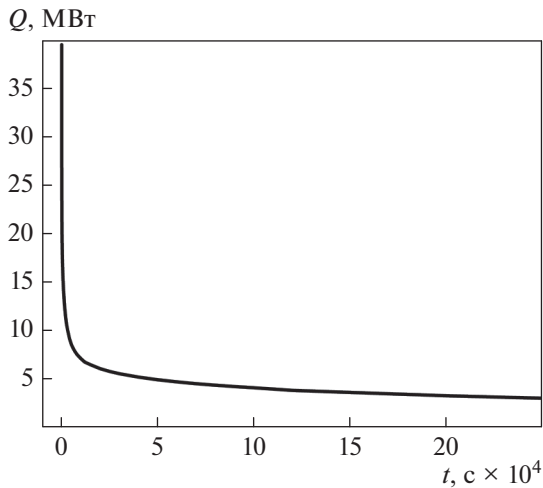


Рис. 5. Временная зависимость мощности остаточного тепловыделения

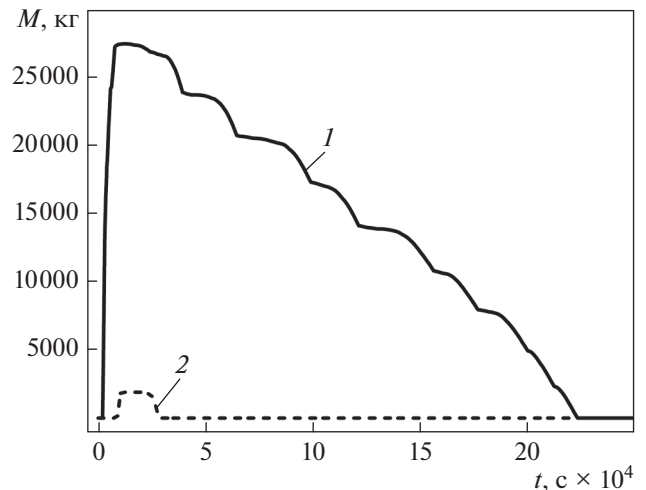


Рис. 6. Временные зависимости массы расплавленного MOX-топлива (1) и массы расплавленной стали ЭК164 (2)

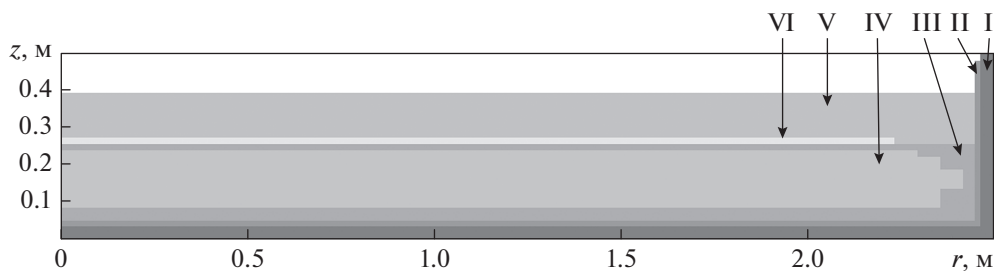


Рис. 7. Распределение материалов в момент времени 13 800 с.
 I – твердая сталь основы поддона; II – твердая сталь облицовки поддона; III – твердое MOX-топливо; IV – расплавленное MOX-топливо; V – твердая сталь ЭК-164; VI – расплавленная сталь ЭК-164

топлива (из 39160 кг). Далее мощности остаточного тепловыделения становится недостаточно для плавления топлива (по сравнению с теплоотводом) и топливо постепенно начинает остывать. Затвердевание топлива происходит за 57.5 ч (207000 с). Сталь ЭК164 начинает плавиться на 8850-й секунде. За 2400 с расплавляется 1900 кг стали (из 19337 кг). Начиная с 20400-й и до 28350-й секунды сталь ЭК164 опять затвердевает.

На рис. 7 показано двумерное распределение материалов в начальный момент времени и на 13800-й секунде, когда массы расплавленного топлива и стали достигают своих максимальных значений.

Расчеты поведения расплава в устройстве для сбора топлива в РУ БН показали, что при заданных исходных параметрах устройство для сбора топлива выполняет свою роль элемента безопасности, эффективно удерживая расплав топлива и стали в поддоне.

ВЫВОДЫ

1. Новый модуль HEFEST-FR, созданный на основе модуля SAFR, интегрирован в код ЕВКЛИД/V2. Верификация нового модуля проведена на решении аналитической задачи.

2. Предложен и реализован метод моделирования поведения расплава в устройстве для сбора топлива с учетом теплообмена с внутрикорпусными конструкциями и теплоносителем в реакторной установке с натриевым теплоносителем.

3. Для демонстрации работоспособности модуля HEFEST-FR в составе кода ЕВКЛИД/V2 приведено решение задачи, в которой осуществлялись нагрев и остывание расплава MOX-топлива и стали ЭК164 в поддоне устройства для сбора топлива. Показано, что при заданных в работе исходных параметрах устройство для сбора топлива выполняет свою роль элемента безопасности, эффективно удерживая расплав топлива и стали в поддоне.

4. После проведения процедуры аттестации кода ЕВКЛИД/V2 с модулем HEFEST-FR код ЕВКЛИД/V2 может применяться для обоснования работоспособности внутриреакторных устройств локализации расплава.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Атомные** электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учеб. пособие. Ч. 1 / А.И. Бельтюков, А.И. Карпенко, С.А. Полуяков, О.Л. Ташлыков, Г.П. Титов, А.М. Тучков, С.Е. Щеклеин. Екатеринбург: Изд-во УрФУ, 2013.
2. **Ташлыков О.Л.** Основы ядерной энергетики: учеб. пособие. Екатеринбург: Изд-во. УрФУ, 2016.
3. **Кузнецов И.А., Поплавский В.М.** Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. М.: Изд-во АТ, 2012.
4. **Технический проект РУ БРЕСТ-ОД-300:** этапы разработки и обоснование / Ю.Г. Драгунов, В.В. Лемехов, А.В. Моисеев, В.С. Смирнов, О.А. Ярмоленко, В.П. Васюхно, Ю.С. Черепнин // Сб. докл. IV Международ. науч.-техн. конф. "Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики". Москва. 27–30 сентября 2016. М.: НИКИЭТ, 2016. Т. 1. С. 21–30.
5. **Adamov E.O.** Closed fuel cycle technologies based on fast reactors as the corner stone for sustainable development of nuclear power // Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Yekaterinburg, 26–29 June 2017. IAEA-CN245-342.
6. **Мосунова Н.А.** Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Ч. 1: Базовые модели // Теплоэнергетика. 2018. № 5. С. 69–84. <https://doi.org/10.1134/S0040363618050065>
7. **Интегральный код ЕВКЛИД/V1** для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Ч. 2: Верификация / В.М. Алипченков, А.В. Болдырев, Д.П. Вепрев, Ю.А. Зейгарник, П.В. Колобаева, Е.В. Моисеенко, Н.А. Мосунова, Е.Ф. Селезнев, В.Ф. Стрижов, Э.В. Усов, С.Л. Осипов, В.С. Горбунов, Д.А. Афремов, А.А. Семченков // Теплоэнергетика. 2018. № 9. С. 57–72. <https://doi.org/10.1134/S0040363618090011>
8. **Динамический интегральный универсальный расчетный код** для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Версия 1.2 (ЕВКЛИД/V1.2): Аттестационный паспорт программного средства № 462. М.: Ростехнадзор, 2019
9. **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>
10. **Верификация кода ЕВКЛИД/V2** на основе экспериментов с разрушением элементов активной зоны реактора с жидкометаллическим теплоносителем / А.А. Бутов, В.С. Жданов, И.А. Климонов, И.Г. Кудашов, А.Э. Кутлиметов, П.Д. Лобанов, Н.А. Мосунова, А.А. Сорокин, В.Ф. Стрижов, Э.В. Усов, В.И. Чухно // Теплоэнергетика. 2019. № 5. С. 16–24. <https://doi.org/10.1134/S0040363619050035>
11. **Severe accident studies on the efficiency of mitigation devices in a SFR core with SIMMER code** / A. Bachrata, F. Bertrand, N. Marie, A. Edeline, R. Kubota, K. Kamiyama, S. Kubo // Nucl. Eng. Des. 2021. V. 373. P. 111037. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.111037>
12. **Study of the ablation consecutive to jet impingement on a meltable solid – Application to SFR core-catcher** / A. Lecoanet, F. Payot, C. Journeau, N. Rimbart, M. Gradeck // Nucl. Eng. Des. 2021. V. 377. P. 111147. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111147>
13. **Sundaram G.B., Velusamy K.** Development of a robust multi-phase heat transfer model and optimization of multi-layer core catcher for future Indian sodium cooled fast reactors // Ann. Nucl. Energy. 2020. V. 136. P. 107042. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107042>
14. **Sundaram G.B., Velusamy K.** A comparative assessment of various single tray core catcher options for future sodium cooled fast reactors // Prog. Nucl. Energy. 2020. V. 123. P. 103309. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103309>
15. **Sundaram G.B., Velusamy K.** Effect of debris material composition on post accidental heat removal in a sodium cooled fast reactor // Nucl. Eng. Des. 2021. V. 375. P. 111065. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111065>
16. **ANSYS Advantage Magazine.** [Электрон. журн.] <https://www.ansys.com>
17. **Филиппов А.С.** Разработка, верификация, применение программных средств расчетного анализа поздней стадии тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР: дис. ... докт. техн. наук. М.: ИБРАЭ РАН, 2013.
18. **СОКРАТ/HEFEST:** модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжелой аварии / А.С. Филиппов, Н.И. Дробышевский, А.Е. Киселев, В.Ф. Стрижов, А.Л. Фокин // Изв. РАН. Энергетика. 2010. № 3. С. 4–24.
19. **Alexiades V., Solomon A.D.** Mathematical modeling of melting and freezing processes. N.Y.: Routledge, 1993. <https://doi.org/10.1201/9780203749449>
20. **Лыков А.В.** Теория теплопроводности. М.: Высшая школа, 1967.
21. **Kayser G.** The SCARABEE BF1 experiment with a molten UO₂ pool and its interpretation // Proc. of the Workshop on Large Molten Pool Heat Transfer. Grenoble, France, 9–11 March 1994. P. 207–225.
22. **Овчинников С.В.** Введение в теорию теплообмена: теплопроводность в твердых телах: Учеб. метод. пособие. Саратов: СГУ им. Н.Г. Чернышевского, 2015.
23. **Карташов Э.М.** Аналитические методы в теории теплопроводности твердых тел: Учеб. пособие. М.: Высшая школа, 2001.
24. **Высокотемпературное ядерное топливо** / Р.Б. Котельников, С.Н. Башлыков, А.И. Каштанов, Т.С. Меньшикова М.: Атомиздат, 1978.
25. **Конструкционные материалы** для оболочек твэлов и чехлов ТВС реактора БН-600 / Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов,

- А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили, И.А. Шкабура, Ю.А. Иванов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. 2011. № 1. С. 211–223.
26. **Thermophysical** properties of materials for nuclear engineering. A tutorial and collection of data. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008.
27. **Harding J.H., Martin D.G., Potter P.E.** Thermophysical and thermochemical properties of fast reactor materials / Commission of the European Communities. UK, Harwell Laboratory, 1989.
28. **Кириллов П.Л.** Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: ИздАТ, 2007.
29. **Чиркин В.С.** Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: Атомиздат, 1968.

Simulation of Melt Behavior in the Sodium-Cooled Reactor Core Catcher Using the EUCLID/V2 Integrated Computer Code HEFEST-FR Module

A. A. Butov^b, D. D. Kamenskaya^a, I. A. Klimonov^b, N. A. Mosunova^a,
E. V. Usov^b, S. V. Tsaun^{a,*}, and V. I. Chukhno^b

^a Nuclear Safety Institute, Russian Academy of Sciences (IBRAE RAS), Moscow, 115191 Russia

^b Novosibirsk Branch, Nuclear Safety Institute, Russian Academy of Sciences, Novosibirsk, 630090 Russia

*e-mail: tsaun@ibrae.ac.ru

Abstract—For numerically simulating the melt behavior in the core catcher of a sodium-cooled reactor, the HEFEST-FR module—a software tool based on the SAFR computer code elaborated at the Nuclear Safety Institute, Russian Academy of Sciences, for simulating the meltdown and destruction of liquid metal-cooled fast reactor core components—has been developed and incorporated into the EUCLID/V2 integrated computer code. This module is intended for numerically simulating the melt retention and cooling-down processes in the reactor vessel with taking into account the heat transfer from the vessel's internal structures to the coolant. For this purpose, a 2D-problem (implying that there is no dependence of temperature on the azimuthal angle) of unsteady heat conduction for materials located in the reactor's core catcher tray is solved in a cylindrical coordinate system. The heat-conduction equation coefficients depend on time, coordinates, and temperature, the latter being the equation solution root. Boundary conditions of the first, second, and third kind are used, and heat loss by radiation at the boundary is specified. The total or volumetric decay heat power settles inside of the melt. For numerically solving the 2D heat-conductivity problem, an enthalpy approach based method is applied. The formulations used in the method make it possible to overcome, in a natural manner, the problem relating to discontinuity of material specific melting point enthalpy in solving the heat-conduction problem with taking phase transitions into account. The solution yields the temperature field in melting/freezing of materials (steels of various grades and fuel) in the fast reactor's core catcher tray. The results of verifying the HEFEST-FR module against the solution of an analytical problem have been demonstrated. Using the module, methodical computations of the fuel and fuel pin cladding melt behavior in the sodium-cooled reactor's core catcher have been carried out.

Keywords: HEFEST-FR, core catcher, integrated computer code, EUCLID/V2, fast reactor, sodium coolant, severe accident, melt