

А. В. Коновал¹, Али Калванд², И. В. Казачков^{1,2}

¹ Нежинский государственный университет имени Н. Гоголя, Нежин

² Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт», Киев

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОХЛАЖДЕНИЯ КОРИУМА И АНАЛИЗ ФАКТОРОВ НАГРУЖЕНИЯ КОНТЕЙНМЕНТА ВО ВРЕМЯ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ

Статья посвящена анализу взаимодействия расплава кориума с охладителем и факторов, влияющих на разрушение контейнента. Рассмотрены охлаждение расплава кориума в подреакторном бассейне с помощью плавящихся блоков, а также другие варианты охлаждения. Сравнительный анализ разных систем охлаждения кориума показал их преимущества и недостатки, коррелируемость результатов авторов статьи с данными других авторов, а также возможность преодоления последствий тяжелых аварий без применения дополнительных мер по защите контейнента от превышения давления. Указывается, что необходима разработка пакетов прикладных программ для реалистичной оценки поведения расплава кориума при тяжелых авариях и уточнение исходных данных для разработки компенсирующих мероприятий по обеспечению герметичности контейнента.

Ключевые слова: модель, кориум, плавление блоков, отвердевание, охлаждение, контейнент.

1. Введение в проблему моделирования тяжелых аварий

Данная статья – продолжение работ авторов на тему моделирования охлаждения расплава кориума в контейненте с целью его защиты от разрушения [1 - 9]. При тяжелой аварии с разрушением корпуса реактора расплав кориума выходит в контейнент, где пассивная система защиты (ПСЗ) должна надежно его удерживать в контролируемом охлаждаемом состоянии в течение расчетного времени. Этим обусловлена актуальность проблемы для ядерной безопасности. При надежной защите контейнента, как последнего барьера безопасности АЭС, от разрушения безопасность во время маловероятной гипотетической тяжелой аварии гарантируется. Для этого в реакторах третьего и последующих поколений требуют обеспечить надежную ПСЗ. Моделированием сценариев тяжелых аварий, физико-химических и других процессов, протекающих при охлаждении расплава кориума во время тяжелых аварий в контейненте АЭС, занимаются во многих университетах и научных центрах мира, особенно интенсивно после Чернобыльской катастрофы [10 - 33]. Основной вопрос – охлаждение расплава кориума и удержание его в контролируемом состоянии в течение требуемого достаточно длительного времени для принятия адекватных мер по дальнейшему управлению аварией и ликвидации ее последствий.

Поскольку при тяжелой аварии точное прогнозирование условий теплосъема и физико-химических параметров материалов невозможно,

необходимо моделировать основные гипотетические сценарии протекания аварий. При этом наиболее важной является не точность самих расчетов (при ее несомненной важности), а точное понимание возможных сценариев развития аварий на качественном уровне: важнее не пропустить ни одного неизвестного принципиально нового явления, чем ошибиться в расчетах параметров сценария даже на 100 %, поскольку это компенсируется резервированием параметров ПСЗ.

А вот ситуация с неизвестным сценарием развития аварии имеет принципиальное значение, так как она может обернуться неуправляемым развитием событий, что несравненно хуже, чем погрешность в расчетах параметров. Поэтому моделирование процессов охлаждения растекающегося топлива служит успешному решению проблемы удержания расплава кориума во время тяжелой аварии внутри контейнента, а это – главное требование проектирования и эксплуатации ПСЗ современных и проектируемых АЭС. Причем основное внимание при моделировании аварий должно уделяться по возможности наиболее широкому охвату и правильному учету взаимовлияния разных факторов и параметров.

Расплав ядерного топлива сам по себе является достаточно сложной средой: смесь UO_2-ZrO_2-Zr , фазовая диаграмма которой отличается разницей температур ликвидуса и солидуса 200 - 300 °С, и UO_2-ZrO_2 , имеющая эту разницу в пределах 50 - 75 °С. А вот кориум получает дополнительные неизвестные примеси из конструкций, бетона и т.д. в неизвестном количестве и составе, которые зависят от сценария протекания

ния аварии в каждом конкретном случае. Экспериментальные исследования взаимодействия кориума с бетоном [18 - 20] актуальны для прогнозирования последствий тяжелой аварии с плавлением активной зоны и выходом расплава на бетонное основание шахты реактора [34, 35] для действующих АЭС, в проектах которых нет соответствующих защитных мер.

С учетом изложенного ставится задача продолжения начатого в предыдущих работах моделирования теплогидравлических процессов при охлаждении расплава кориума в подреакторном бассейне-охладителе с применением легкоплавких блоков и установления адекватности полученных результатов. Основное внимание уделяется особенностям поведения такой системы и их зависимости от физических параметров материала, размеров блоков и их расположения в подреакторном бассейне-охладителе. А также ставится задача сравнения разных способов охлаждения кориума и анализа факторов нагружения контейнента высокотемпературным расплавом кориума.

2. Математическая модель охлаждения расплава кориума в контейненте

2.1. Уравнения сохранения массы, импульса и энергии

Математическая модель исследуемых процессов охлаждения расплава кориума погружными легкоплавкими блоками построена на основе законов сохранения массы, импульса и энергии жидкой и твердой фаз кориума и расплавляемого жертвенного материала [1, 4]. Проблема выбора жертвенного материала довольно сложная и это – отдельная важная тема по тяжелым авариям [10, 18 - 20, 34 - 38]. При этом система не только многофазная и многокомпонентная, но еще и отличается химическими превращениями, выделяющими дополнительные значительные количества теплоты, подлежащие удалению из контейнента.

Нами задача рассматривается в упрощенной постановке, в предположении, что расплав и охлаждающие блоки представляют собой вещества с заданными в известном диапазоне изменения физическими свойствами. При этом кориум имеет довольно широкий диапазон изменения различных физических свойств в зависимости от сценария аварии, а физические свойства жертвенных материалов для простоты выбираются заданными.

Следует заметить, что изменение физических свойств кориума и жертвенного материала определяет огромное разнообразие возможных сценариев развития аварии. Так, соотношение вязкостей жидких сред определяет интенсивность

их смешения и тем самым – интенсивность процесса охлаждения расплава кориума, а коэффициенты поверхностного натяжения определяют размер получаемых капель при дроблении кориума и вследствие развития удельной межфазной поверхности могут также значительно влиять на процесс охлаждения. Коэффициент теплоемкости кориума в разных сценариях протекания аварии определяет количество теплоты, которое подлежит удалению в системе охлаждения. Аналогично коэффициенты теплопроводности и теплоотдачи материалов влияют на возможный существенный разброс интенсивности процессов теплопередачи в системе охлаждения. Разброс плотности расплава и жертвенных материалов вызывает особый интерес из-за проблемы расслоения расплава и инверсии фаз, влияющей не только на интенсивность процесса охлаждения, но и на общий ход аварии. Величины удельной теплоты фазовых превращений компонентов также значительно влияют на поведение системы, поскольку определяют количество теплоты, поглощаемое жертвенным материалом при его расплавлении, и количество теплоты, выделяемое кориумом при его затвердевании. Поскольку таких определяющих параметров много, различных вариантов развития тяжелой аварии, зависящих от комбинаций параметров, получается огромное количество. Поэтому главная цель моделирования – определение основных качественно различных сценариев протекания аварий, а затем – изучение их количественных характеристик и особенностей.

Таким образом, система охлаждения кориума жертвенными блоками представляется двухфазной двухкомпонентной средой, в которой расплав кориума нагревает и расплавляет жертвенные блоки, охлаждаясь при этом и частично затвердевая в некоторых местах бассейна охлаждения. Учитывая вышеизложенные особенности, процесс тепломассообмена в бассейне охлаждения кориума происходит путем фазовых превращений в каждом из двух компонентов, и основные определяющие уравнения можно записать в виде [1 - 4]:

$$\begin{aligned} \rho_l \left(\frac{\partial \vec{v}}{\partial t} + \vec{v} \cdot \nabla \vec{v} \right) &= -\nabla p + \mu_l \Delta \vec{v} + \rho_l \vec{g} \beta_l (T_l - T_0), \\ \operatorname{div} \vec{v} &= 0, \\ \rho_l c_{pl} \left(\frac{\partial T_l}{\partial t} + \vec{v} \cdot \nabla T_l \right) &= \nabla \cdot (k_l \nabla T_l) + q, \\ \rho_s c_s \left(\frac{\partial T_s}{\partial t} + \vec{v} \cdot \nabla T_s \right) &= \nabla \cdot (k_s \nabla T_s) + q, \end{aligned} \quad (1)$$

где q – удельное объемное тепловыделение кориума (в жидкой и твердой фазах). Для области, занятой жидкой или твердой фазой жертвенного материала, $q = 0$. Силы плавучести учтены в приближении Буссинеска. Здесь ρ_i, μ_i – плотность и динамический коэффициент вязкости жидкой фазы; \vec{v}, p – ее скорость и давление; \vec{g} – вектор ускорения силы тяжести; β_l – коэффициент теплового расширения; T_l, T_s – температуры жидкой и твердой фаз соответственно; T_0 – заданная характерная температура системы; ρ_l, c_{pl}, k_l и ρ_s, c_s, k_s – соответственно плотность, удельная теплоемкость и коэффициент теплопроводности фаз.

Границы фазового перехода компонентов подвижны, на них количество теплоты, получаемое границей в единицу времени, движет границу в зависимости от величины удельной теплоты фазового перехода материала. Приток теплоты из более горячей области ведет к расплавлению (движению границы из более горячей вглубь более холодной области). Когда плотности материала компонента в жидком и твердом состояниях равны и конвективный теплоперенос в расплаве пренебрежимо мал, баланс энергии границы фазового перехода (расплавления-затвердевания) можно представить в виде

$$k_s \frac{\partial T_s}{\partial n} - k_l \frac{\partial T_l}{\partial n} = \rho_s \lambda_{sl} \frac{d\zeta_n}{dt}, \quad (2)$$

где ζ_n – координата положения границы фазового перехода; n – нормаль к поверхности. Здесь λ_{sl} – скрытая теплота фазового перехода. Если

естественная конвекция в расплаве значительная, то уравнение (2) заменяется на следующее:

$$k_s \frac{\partial T_s}{\partial n} + \alpha \Delta T_n = \rho_s \lambda_{sl} \frac{d\zeta_n}{dt}, \quad (3)$$

где α – коэффициент теплоотдачи на границе фазового перехода; ΔT_n – разница температур жидкой и твердой фаз на границе плавления (затвердевания – в случае охлаждения границы).

Нелинейные дифференциальные уравнения в частных производных (1) с условиями на границах фазового перехода вида (2) и (3) лежат в основе математических моделей процессов охлаждения и плавления – затвердевания компонентов. Для численного решения сопряженных краевых задач с подвижной границей наиболее часто используются метод энтальпии и метод эффективной теплоемкости [39 - 41]. При этом следует учитывать, что физические свойства реальных сред зависят от температуры, особенно сильным может быть влияние зависимости коэффициента теплопроводности от температуры, как показано в таблице, которое при определенных условиях может привести к режимам с обострением. Такие аномальные ситуации исследованы в монографии [42] на многочисленных примерах нелинейного уравнения одномерной нестационарной теплопроводности. Для случая охлаждения слоя частиц водой и паром режимы локального аномального разогрева получены численно методом мелких шагов и подтверждены экспериментально на установках энергетического факультета Королевского технологического института, Стокгольм [7, 8, 21, 23, 24].

Зависимость коэффициента теплопроводности ядерного топлива от температуры

T, К	300	500	700	900	1100	1300	1500	1700	1900	2100	2300	2500	2700	2900	3100
Вт/(м·К)	8,15	6,70	5,40	4,40	3,75	3,25	2,80	2,50	2,40	2,42	2,44	2,50	2,65	3,00	3,50

2.2. Безразмерная форма краевой задачи для моделирования охлаждения кориума

Во многих случаях уравнения (1) удобнее представить в безразмерном виде, выбрав характерные масштабы: температуры – T_0 , длины – R_0 , времени – R_0^2 / ν_l , скорости – ν_l / R_0 , давления – $\rho_l \nu_l^2 / R_0^2$. Тогда уравнения (1) можно привести к следующему безразмерному виду:

$$\frac{\partial \vec{V}_l}{\partial \tau} + \frac{1}{Pr} \vec{V}_l \cdot \nabla \vec{V}_l = -\nabla P + \Delta \vec{V}_l + Ra \vec{\gamma} \theta_l,$$

$$div \vec{V}_l = 0,$$

$$Pr \frac{\partial \theta_l}{\partial \tau} + \vec{V}_l \cdot \nabla \theta_l = \nabla \cdot (\nabla \theta_l) + Q_l,$$

$$Pr \frac{\partial \theta_s}{\partial \tau} = \nabla \cdot \left(\frac{a_s}{a_l} \nabla \theta_s \right) + Q_s, \quad (4)$$

где R_0 – радиус области; $\vec{\gamma}$ – вектор направления силы тяжести; $\vec{V}_l, \tau, P, \theta_l$ – соответственно безразмерные скорость, время, давление и температура жидкой фазы; θ_s – температура твердой фазы; a_l, a_s – коэффициенты температуропроводности жидкой и твердой фаз; $a_l = \mu_l / \rho_l$, $Q_l = q_l / k_l$, $Q_s = q_s / (\rho_s c_s a_l)$; T_0 – характерная температура системы (удобно выбрать 1000 °С).

Здесь в уравнении (4) безразмерные критерии следующие: $Pr = \nu_l \alpha_l$ – число Прандтля, характеризующее соотношение конвективного и кондуктивного теплопереносов; $Ra = \beta_l T_0 R_0^3 g / (\nu_l \alpha_l)$ – число Рэлея, показывающее интенсивность конвективного течения расплава. Конвекция начинается при значениях числа Рэлея свыше тысячи. При больших числах Рэлея конвективное течение неустойчиво. В условиях тяжелых аварий характерные числа Рэлея составляют 10^{12} - 10^{14} и выше, что значительно превышает известные пределы устойчивости конвективных течений (обычно порядка 10^7). Поэтому конвективное течение в условиях тяжелых аварий могут быть труднопредсказуемыми. Поскольку в рассматриваемой ПСЗ область занята плавящимися блоками, конвекции негде развиваться и это плюс, так как конвективная неустойчивость делает систему в значительной мере непрогнозируемой.

3. Компьютерное моделирование охлаждения расплава кориума в контейменте

Система из трех алюминиевых блоков размером 5×2 м в области расплава радиусом 10 м показана на рис. 1 в виде фрагмента исследуемой системы охлаждения расплава с адаптивной конечно-элементной расчетной сеткой используемой вычислительной платформы. Безразмерные координаты r, z отнесены к радиусу бассейна 10 м. Результаты расчетов по описанной методике с помощью созданного математического обеспечения даны на рис. 2 и 3, где распределения температур $T(r, z)$ блоков и расплава в бассейне охлаждения кориума демонстрируют особенности поведения системы во времени за первые 5 мин. Из анализа этих данных видно, что область, занятая легкоплавкими блоками, расплавляется за указанный промежуток времени, и в той части, где находились блоки, устанавливается средняя температура, близкая к температуре плавления алюминия. В остальной части бассейна, вне блоков, температура расплава понижается примерно на 10 % от начальной.

Полученные результаты позволили сделать следующие выводы: алюминиевые блоки довольно быстро плавятся и смешиваются с расплавом бассейна, что улучшает свойства смеси компонентов кориума и алюминия в отношении дальнейшего охлаждения и ядерной безопасности; примечательно, что несмотря на сравнительно невысокую теплоемкость алюминия, он довольно быстро и эффективно уменьшает исходную температуру расплава кориума; увеличивая количество блоков и повышая плотность их заполнения бассейна, можно безопасным спо-

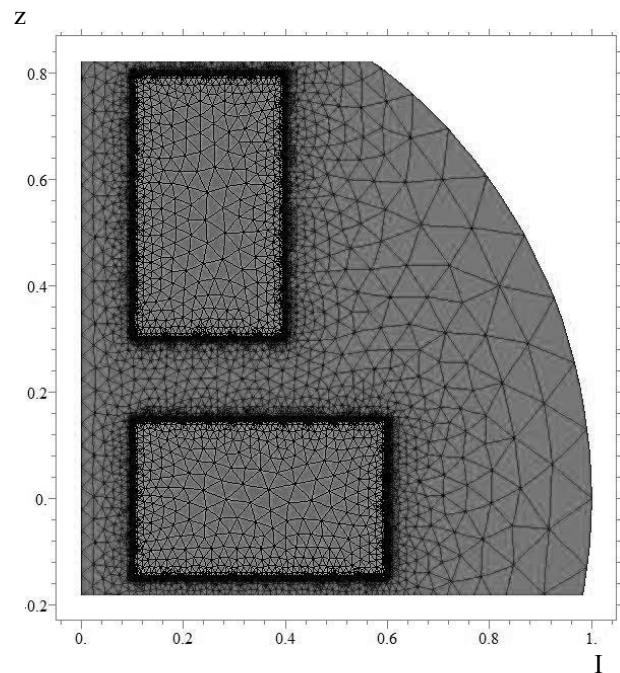


Рис. 1. Фрагмент системы трех алюминиевых блоков в бассейне радиусом 10 м на адаптивной расчетной сетке.

собом (без взрывов и больших напряжений) существенно понизить температуру системы, а также проводить дальнейшее контролируемое охлаждение кориума.

Результаты вычислительных экспериментов системы стальных блоков (сталь - эвтектический материал, разница температур ликвидуса и солидуса небольшая, плотность 7900 кг/м^3 , температура плавления 1520°C , теплоемкость $460 \text{ Дж/(кг}\cdot^\circ\text{C)}$) представлены на рис. 4, откуда видно, что стальные блоки ведут себя аналогично алюминиевым, даже количественные характеристики близкие. Алюминий и его сплавы имеют высокую теплопроводность, теплоемкость и скрытую теплоту плавления. Так, теплопроводность алюминия в три раза выше теплопроводности низкоуглеродистой стали. При нагревании от 20 до 600°C разница в теплопроводности еще более возрастает. Если учесть, что плотность блоков этих двух материалов различается существенно, можно заключить, что такое моделирование позволяет подобрать оптимальные параметры системы пассивной защиты АЭС от тяжелых аварий, поскольку алюминий значительно легче кориума, а сталь может быть тяжелее и после расплавления блоков в первом случае их жидкая фаза всплывет в бассейне охлаждения, а во втором – пойдет на дно бассейна. Созданные модели и программы для ЭВМ позволяют моделировать процесс охлаждения расплава кориума плавящимися блоками различных размеров и физических свойств.

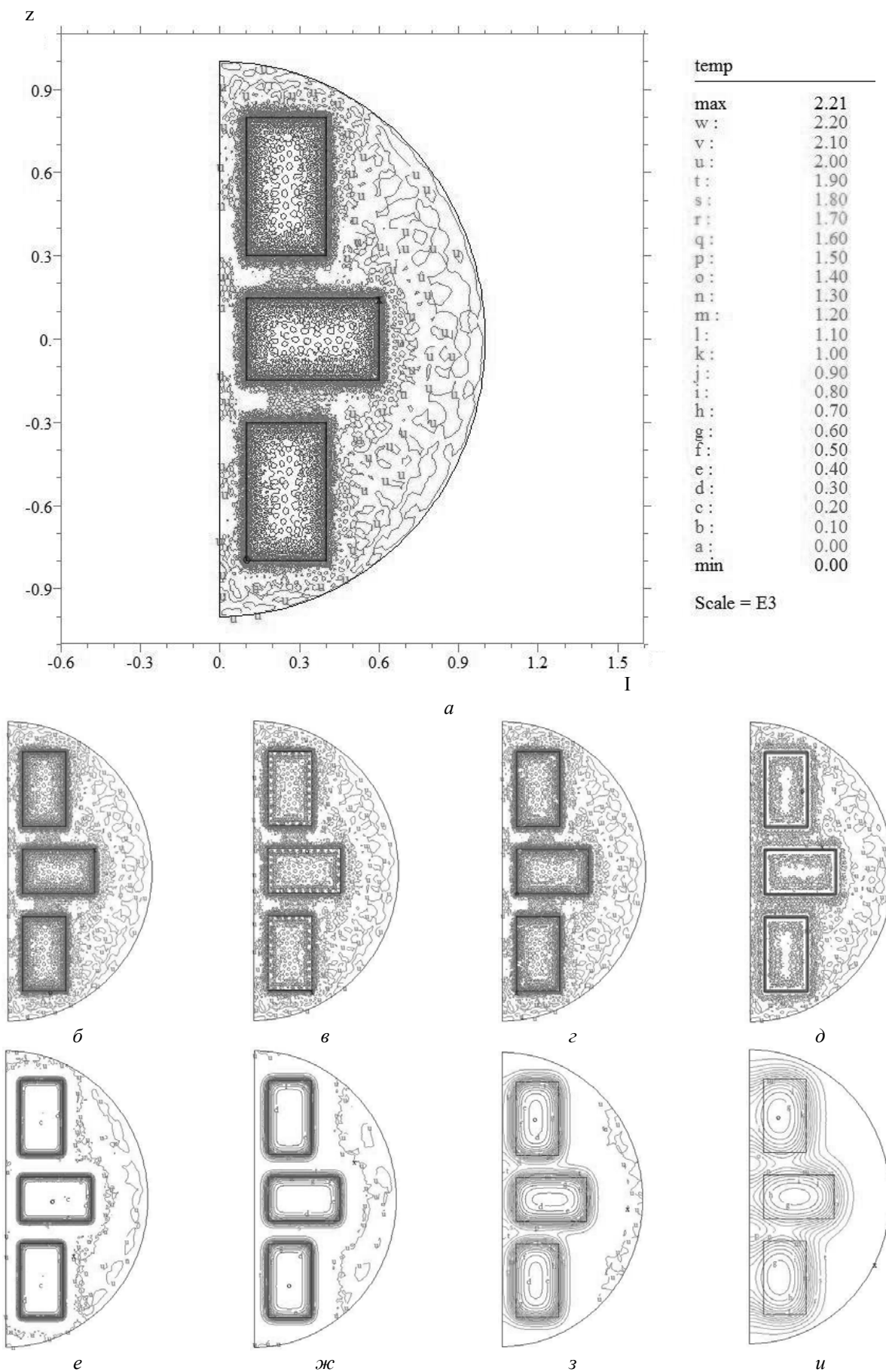


Рис. 2. Эволюция поля температур $T(r, z)$ в бассейне расплава с блоками:
 а – начальный момент; б – 0,1 мс; в – 10 мс; г – 0,1 с; д – 1 с; е – 10 с; ж – 30 с; з – 90 с; и – 300 с.

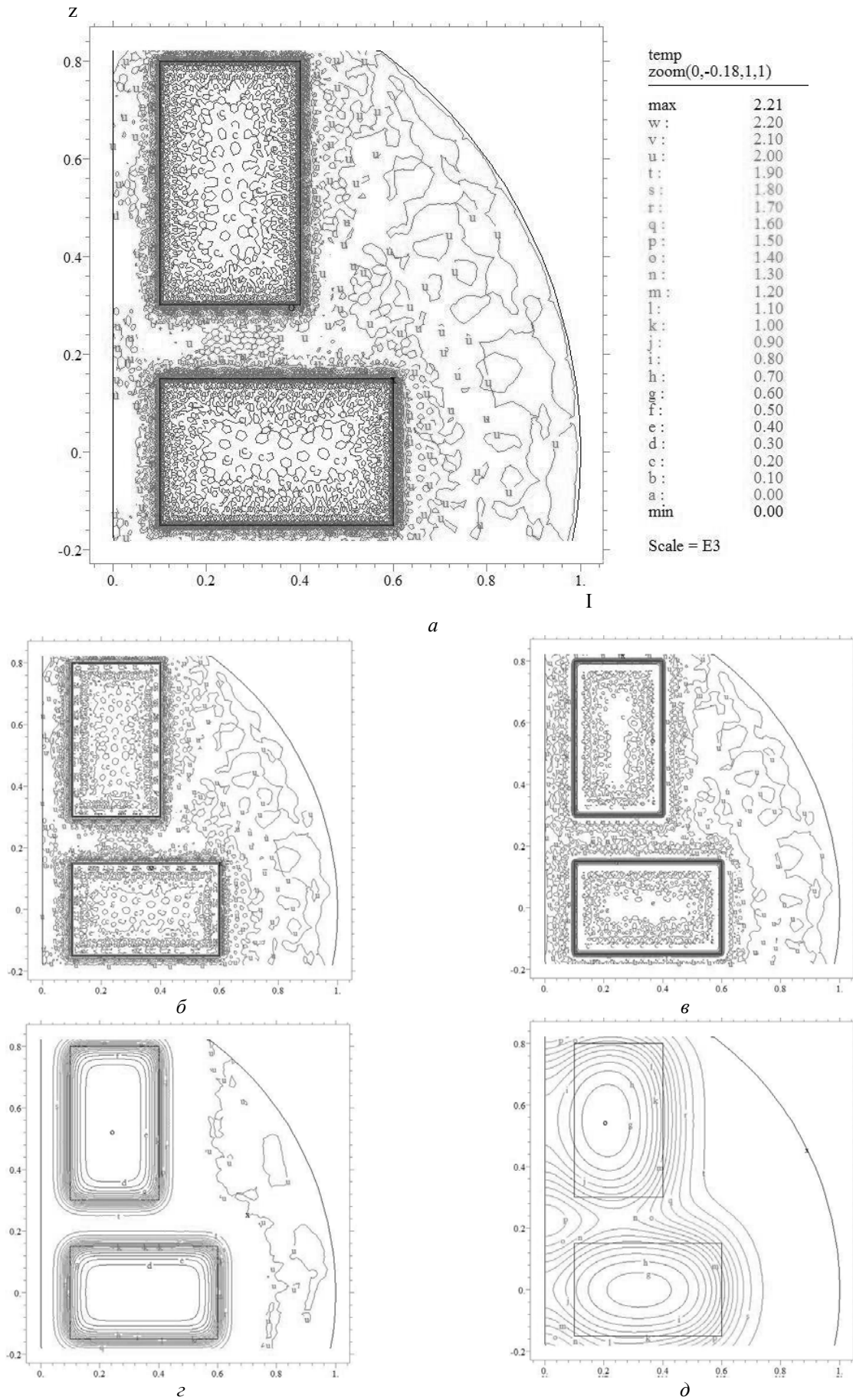


Рис. 3. Детальная картина эволюции поля температур $T(r, z)$ в бассейне:
a – исходная картина; *б* – 0,1 с; *в* – 1 с; *г* – 30 с; *д* – 300 с.

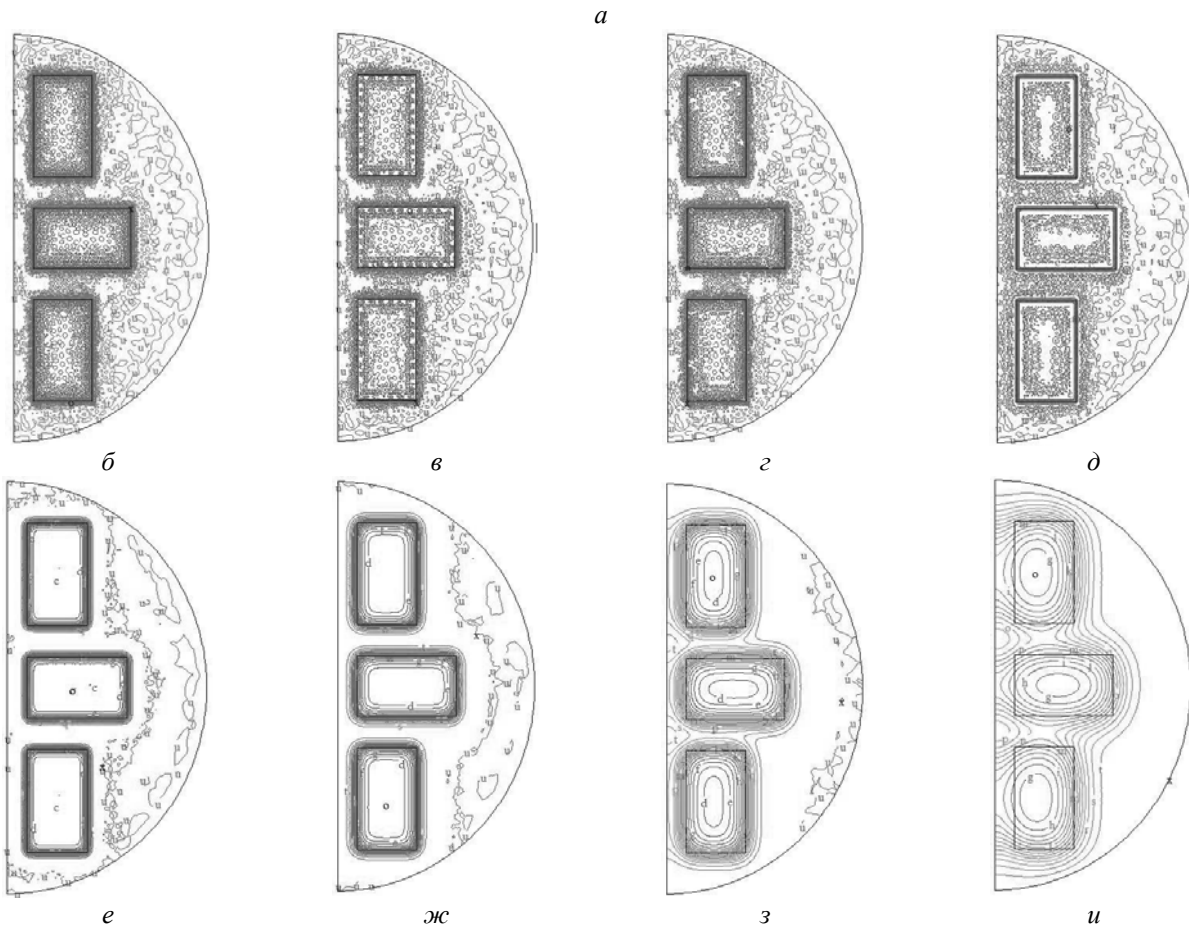
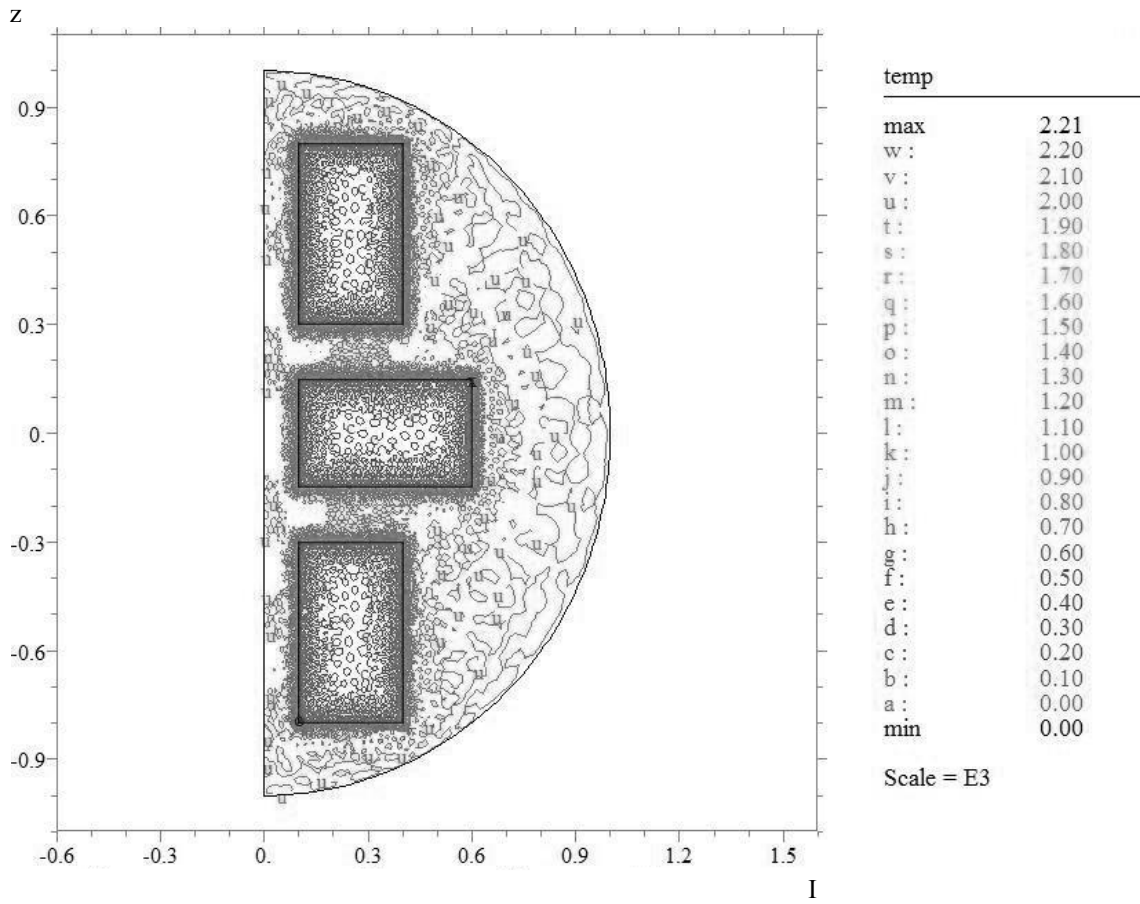


Рис. 4. Поля температур $T(r, z)$ в бассейне расплава со стальными блоками:
 а - $t = 0$; б - 0,1 мс; в - 10 мс; г - 0,1 с; д - 1 с; е - 10 с; ж - 30 с; з - 90 с; и - 300 с.

4. Сравнение полученных данных с результатами других авторов

В обоснование характеристик устройства локализации расплава (УЛР) в [35] разработана комплексная модель и выполнен анализ динамики взаимодействия кориума с жертвенным материалом и формирования ванны расплава, которая реализована в специальной версии кода ДИНКОР. Модель включала в себя уравнения гидродинамики и теплопереноса несжимаемой многокомпонентной среды с учетом процессов плавления-затвердевания и кинетики взаимодействия кориума с жертвенным материалом, разработанной в Научно-исследовательском технологическом институте им. А. П. Александрова (НИТИ). Динамика плавления элементов конструкции УЛР, представленная на рис. 5, свидетельствует, что принятое УЛР размещение жертвенного материала и его количество обеспечивает инверсию расплавов оксидного и стального кориумов, что позволило сформировать требу-

емую структуру ванны расплава и обеспечить низкий уровень остаточных энерговыделений в нижней части теплообменника и необходимый запас до кризиса на всей поверхности теплообменника. Всего использовано 12 компонентов для моделирования исходной компоновки расчетной области и поступающих расплавленных материалов: корпусная и конструкционная сталь; бетон гематитовый; воздух; вода; водяной пар; цирконий; диоксид циркония; диоксид урана; оксид железа; оксид алюминия; пластины жертвенного материала из оксидов железа и алюминия (ПОЖА). На водоохлаждаемой поверхности теплообменника задавалось граничное условие третьего рода. Учитывался лучистый теплообмен между элементами УЛР и расположенными выше конструкциями. Установлено, что энергия, выделяющаяся в ходе реакции взаимодействия неокисленного оксидного кориума с жертвенным материалом, не приводит к значительному перегреву расплава, а в основном расходуется на поддержание самой реакции.

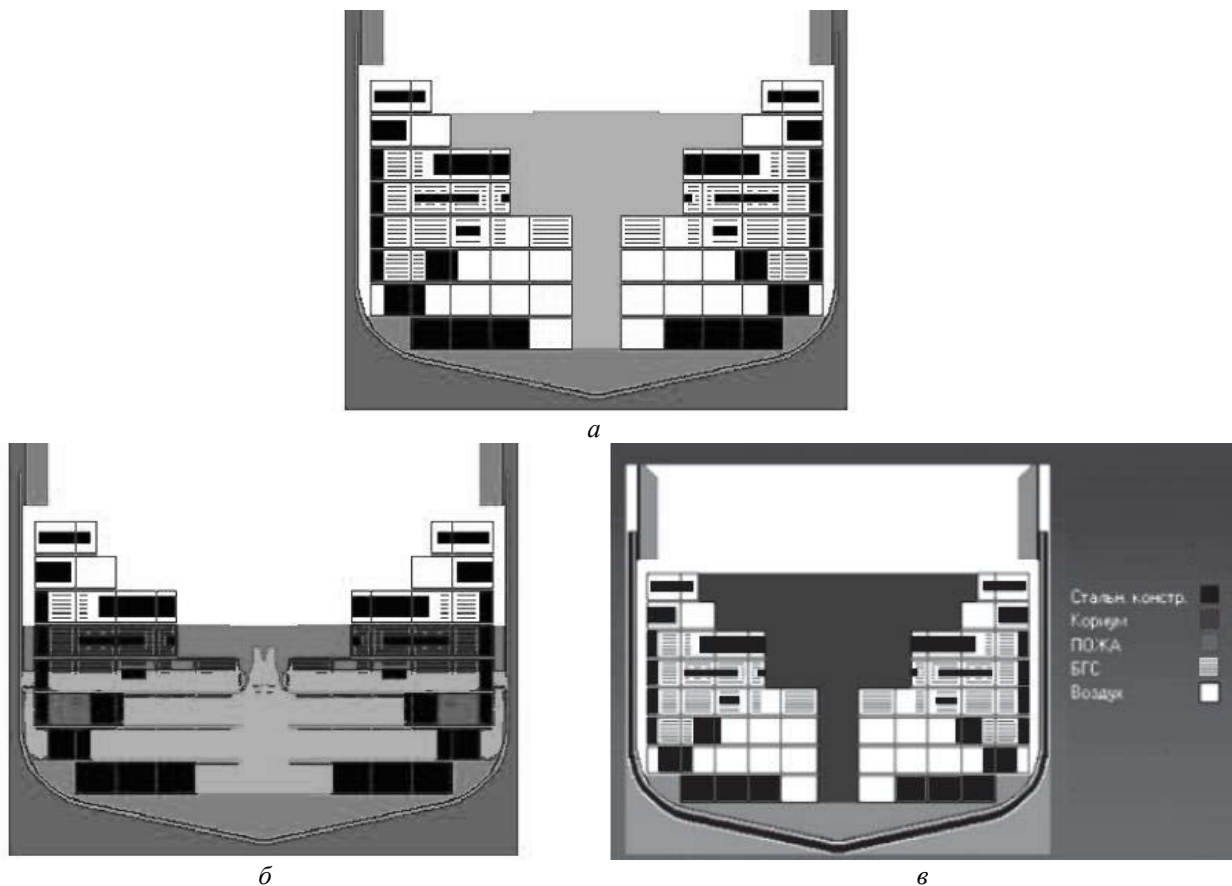


Рис. 5. Иллюстрация динамики плавления элементов конструкции УЛР: *а* – общая структура УЛР; *б* – начальный момент времени; *в* – на момент времени 800 с.

Результаты расчетного анализа по распределенной модели, учитывающей локальные процессы, показали удовлетворительное согласование с результатами, полученными по модели сосредоточенных параметров, разработанной в

НИТИ. Анализ полученных нами данных показывает качественное соответствие с приведенными данными расчетов по коду ДИНКОР и по модели НИТИ – разработчика УЛР. Учитывая различие плотности заполнения УЛР, условий

проведения расчетов и набора материалов, следует признать, что в условиях принятой в расчетах тяжелых аварий точности (на неполных и неточных данных) следует признать удовлетворительным корреляцию наших данных и в количественном отношении.

Как видно из рис. 6, охлаждение расплава по концепции COMET, предусмотренной в реакторе EPR, водяными струями, может быть значительно эффективнее (в 2 - 5 раз быстрее в зависимости от расстояния до сопла). Но в этой концепции возможны тепловые взрывы, повышение давления за счет интенсивного парообразования и значительные напряжения на конструкции. К тому же возможен взрыв образующегося водорода. Исследования были проведены также корейскими учеными [43, 44] на установке GEMINI-2 [43] и расчетным путем по коду MELCOR [44]. Массовый расход модельного сплава был взят $Al:Fe_2O_3:CaO = 1:3:1,5$ общей массой 70 кг. Диаметр установки 0,3 м, слой расплава 0,25 м, плотность 4000 кг/м³. Уровень воды в напорной емкости изменялся от 2 до 1 м (в конце). Отсюда видно, что охлаждение расплава на 800 °C (с 1350 до 550) происходит примерно за 600 с. Рис. 6 справа – изменение температуры расплава по расчетам MELCOR показывает, что примерно за 800 с после начала слива расплава кориума из

разрушенного реактора в УЛР падение температуры сравнительно небольшое (примерно 300 °C: с 2450 до 2150). А после начала охлаждения проникающими струями воды снизу слой расплава кориума теряет 150 °C примерно за 50 с и затем приблизительно с 950 по 1750 с (800 с) кориум застывает. После этого он охлаждается в затвердевшем состоянии до 1500 °C (на 500 °C) за 250 с. Согласно рис. 6, воздушное охлаждение кориума дает интенсивность примерно 3/8 °C за секунду, водяными струями снизу по концепции COMET – 3 °C в секунду и водяное охлаждение затвердевшего пористого кориума – 2 °C в секунду. На рис. 6 справа сверху приведена также шкала времени с момента разрушения реактора для облегчения анализа всей картины протекания аварии. Сравнивая наши данные по охлаждению расплава кориума плавящимися блоками с приведенными данными, отметим, что, согласно [1] для плотной конфигурации 13 мелких стальных блоков, температура в области снизилась примерно с 2000 до 1600 °C за 600 с, что составляет порядка 2/3 °C за секунду. А оценка для 5 крупных алюминиевых блоков, согласно рис. 2, показывает в среднем примерно 300 °C за 300 с в области блоков, т.е. интенсивность охлаждения около 1°C в секунду.

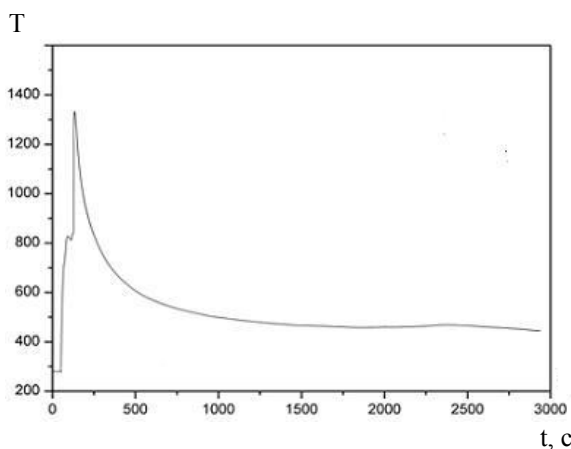


Рис. 6. Изменение температуры расплава GEMINI-2 (слева) и по компьютерному коду MELCOR.

Плавящиеся блоки дают интенсивность охлаждения примерно в 1,7 - 2,7 раза выше воздушного (сразу после выхода расплава из реактора, когда идет интенсивное излучение тепла), но в 2 - 3 раза и более ниже водяного, струями снизу, по концепции COMET, где имеет место интенсивное турбулентное смешение воды и пара в слое расплава кориума и вынос нагретого пара из слоя охлаждения.

Последовательность тяжелой аварии можно представить так: истечение теплоносителя из 1-го контура – 2000 с, разогрев и плавление ак-

тивной зоны, генерация водорода, выход летучих продуктов деления – еще 2000 с, взаимодействие кориума с корпусом реактора – еще 6000 с, разрушение корпуса – 1000 с, выход кориума в УЛР и расплавление жертвенных блоков, понижение температуры на 500 - 1000 °C (в зависимости от состава и температуры кориума и т.п.) – 1000 с. После этого первого этапа - подача воды на поверхность кориума, выход пара и воды из устройства удержания расплава. Это занимает примерно 12000 - 86400 с. Итого: $86400:3600 = 24$ ч, т.е. всего сутки. При этом в УЛР протекают сле-

дующие процессы: охлаждение расплава при нагревании и плавлении жертвенных материалов, химические реакции железа и циркония с Fe_2O_3 , конвективный теплоотвод от расплава к теплообменнику, разогрев и кипение воды в теплообменнике, кипение воды на поверхности расплава. За это время интегральный выброс массы и энергии из УЛР составляет: пара 408 и воды 439 т, энергия, выносимая паром и водой, 1120401 и 266013 МДж соответственно.

Далее для проверки расчетов и понимания распределения энергии в системе полезно записать баланс энергии составляющих в следующем виде: начальная внутренняя энергия тепловых структур ловушки – $1,30 \cdot 10^8$, начальная энтальпия воды в теплообменниках – $8,70 \cdot 10^9$, начальная энтальпия воды из топливного бассейна – $1,59 \cdot 10^{11}$, начальная энтальпия воды из шахты ревизии – $1,13 \cdot 10^{11}$, начальная внутренняя энергия кориума – $2,97 \cdot 10^{11}$, начальная внутренняя энергия жертвенных материалов – $1,31 \cdot 10^{10}$, выделившаяся энергия химических реакций – $1,50 \cdot 10^{11}$, выделившееся остаточное энерговыделение в кориуме – $1,27 \cdot 10^{12}$. **Всего: $2,01 \times 10^{12}$ Дж.** Конечная внутренняя энергия тепловых структур ловушки – $1,43 \cdot 10^9$, конечная энтальпия воды в теплообменниках – $2,26 \cdot 10^{10}$, конечная энергия кориума – $2,51 \cdot 10^{11}$, конечная энергия жертвенных материалов – $2,63 \cdot 10^{11}$, суммарная энтальпия воды, вышедшей в контейнмент – $2,34 \cdot 10^{11}$, суммарная энтальпия пара, вышедшего в контейнмент – $1,26 \cdot 10^{12}$. **Всего: $2,03 \cdot 10^{12}$ Дж.** Совпадение баланса с точностью примерно до 1 %. Интересно отметить, что начальная внутренняя энергия кориума ($2,97 \times 10^{11}$) более чем в 22 раза превышает начальную внутреннюю энергию жертвенных материалов ($1,31 \cdot 10^{10}$). При этом энергия, выделившаяся в результате химических реакций ($1,50 \cdot 10^{11}$), составляет примерно половину от начальной внутренней энергии кориума.

Основные неопределенности исходных данных следующие: погрешность расчета источников энергии в контейнменте, неопределенность распределения остаточного тепла, неопределенность теплофизических свойств кориума. Они приводят к тому, что результаты математического моделирования тяжелой аварии могут значительно отличаться между собой, причем принципиально важно не только и не столько количественное различие (его даже при погрешности порядка 100 % можно компенсировать резервированием соответствующих мер безопасности), но более существенно – качественное различие, когда тяжелая авария вследствие неопределенности исходных данных может пойти по нерасчетному сценарию. Оценка чувствительности результатов к неопределенности исходных данных имеет первостепенное значение. В этом могут помочь разработанные нами модели и программы для проведения широкомасштабных вычислительных экспериментов.

5. Выводы

Установлены характерные времена затвердевания-расплавления кориума и блоков. Полученные закономерности и отработанная методика решения краевых задач распространения теплоты при охлаждении бассейна расплава кориума за счет погруженных в него блоков послужат при решении задачи охлаждения бассейна кориума. Такие данные необходимы для проектирования и оптимизации ПСЗ АЭС от тяжелых аварий. Разработанный подход позволяет совершенствовать жертвенный материал по составу, микро- и макроструктуре по мере накопления данных об особенностях взаимодействия вещества с расплавами, обладающими большой восстановительной способностью в условиях высоких температурных градиентов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Калванд Али, Казачков И.В.* Моделирование охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий // Ядерная физика та енергетика. - 2012. - Т. 13, № 1. - С. 62 - 72.
2. *Казачков І.В., Коновал О.В.* Моделювання розповсюдження струменів розплаву кориуму в басейні аварійного відведення теплоти під час тяжких аварій на АЕС // Ядерна фізика та енергетика. - 2012. - Т. 13. - № 1. - С. 46 - 55.
3. *Коновал О.В., Казачков І.В.* Розробка інформаційно-аналітичного забезпечення для моделювання проблеми захисту АЕС від тяжких аварій // Фізико-математичні записки. - НДУ імені Миколи
4. Гоголя, 2012. - 12 с.
4. *Калванд Али, Казачков И.В.* Особенности процессов плавления-затвердевания при погружении блоков в расплав высокотемпературного кориума // Ядерная физика та енергетика. - 2009. - № 2. - С. 178 - 184.
5. *Казачков І.В., Могоаддам Али Хасан.* Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС. - К.: НТУУ «КПИ», 2008. - 172 с.
6. *Kazachkov I.V., Paladino D., Sehgal B.R.* Ex-vessel coolability of a molten pool by coolant injection from submerged nozzles // 9-th Int. Conf. Nucl. Energy Devel (April 8 - 12, 2001. Nice, France). - P. 43 - 49.
7. *Kazachkov I.V., Konovalikhin M.J.* A Model of a Steam Flow through the Volumetrically Heated Par-

- ticle Bed // Int. J. of Thermal Sciences. - 2002. - Vol. 41. - P. 1077 - 1087.
8. *Kazachkov I.V., Konovalikhin M.J., Sehgal B.R.* Dryout Location in a Low-porosity Volumetrically Heated Particle Bed // J. of Enhanced Heat Transfer. - 2001. - Vol. 8, No. 6. - P. 397 - 410.
 9. *Kalvand Ali, Kazachkov I.V.* Modeling of Corium Melt Cooling During Severe Accidents at Nuclear Power Plants // Recent Advances in Continuum Mechanics (special issue): Proc. IASME/WSEAS Int. Conf. - Univ. of Cambridge, 2009. - P. 200 - 207.
 10. *Asmolov V.V.* Latest findings of RASPLAV Project // Proc. OECD/CSNI workshop on in-vessel core debris retention and coolability. - 1998. - P. 34.
 11. *Bolshov L.A., Chudanov V.V., Popkov A.G., Strizhov V.F. et al.* Numerical models of molten core spreading processes in nuclear reactor safety problems // Proc. of the 4-th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (Taipei, Taiwan, April, 1994). - P. 7.
 12. *Kolev N.I.* Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis // Proc. NURETH-9. - 1999. - P. 90 - 99.
 13. *Carboneau M.L., Berta V.T., Modro M.S.* Experiment analysis and summary report for OECD LOFT Project Fission Product Experiment LP-FP-2. OECD LOFT-T-3806. - 1989. - P. 57 - 60.
 14. *Reactor risk reference document: USNRC Report NUREG-1150.* - U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987. - 67 p.
 15. *Alsmeyer H., Spencer B., Tromm W.* The COMET-concept for cooling of ex-vessel corium melts // Proc. of ICONE-6. May 10 - 15, 1998. - San Diego, 1998. - P. 77.
 16. *Alsmeyer H., Tromm W.* The COMET Concept for Cooling Core Melts: Evaluation of the Experimental Studies and Use in the EPR. Wissenschaftliche Berichte FZKA 6186/EXV-CSC(99)-D036, Karlsruhe, Germany, Oktober 1999.
 17. *Бешта С.В., Витоль С.А., Крушинов Е.В., и др.* Кипение воды на поверхности расплава кориума в условиях тяжелой аварии ВВЭР // Теплоэнергетика. - 1998. - Т. 45, № 11. - С. 11 - 18.
 18. *Бешта С.В., Хабенский В.Б., Крушинов Е.В.* Исследование взаимодействия расплава $UO_2 + x - ZrO_2 - Fe(Cr, Ni)Oy$ с бетоном на основе ZrO_2 // Огнеупоры и техническая керамика. - 2000. - № 1. - С. 28 - 32.
 19. *Bechta S.V., Vitol S.A., Krushinov E.V. et al.* Water boiling on the corium melt surface under VVER severe accident conditions // Nuclear Engineering and Design. - 2000. - Vol. 195. - P. 45 - 56.
 20. *Fischer M.* The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR) // Nuclear Engineering and Design. - 2004. - 230. - P. 169 - 180.
 21. *Konovalikhin M.J., Kazachkov I.V., Sehgal B.R.* A model of the steam flow through the volumetrically heated saturated particle bed / ICMF 2001: Fourth International Conference on Multiphase Flow (New Orleans, Louisiana, U.S.A., May 27 - June 1, 2001). - P. 37 - 43.
 22. *Paladino D., Kazachkov I.V., Sehgal B.R., Theerthan A.* DECOBI Experiments at RIT/NPS // Second Half-Yearly Progress Meeting of ECOSTAR Project (REZ-Czech Rep., Jan. 31 - Feb. 2, 2001).
 23. *Kazachkov I.V., Konovalikhin M.J., Sehgal B.R.* Coolability of melt pools and debris beds with bottom injection // 2-nd Japanese-European Two-Phase Flow Group Meeting (Tsukuba, Japan, 2000). - P. 90 - 96.
 24. *Sehgal B.R., Konovalikhin M.J., Yang Z.L., Kazachkov I.V. et al.* Investigations on porous media coolability: Royal Institute of technology (KTH) report. - 2001. - 79 p.
 25. *Sehgal B.R., Dinh T.N., Green J.A., Paladino D.* Experimental Investigation on Vessel-Hole Ablation During Severe Accidents: Research Report for SKI-Swedish Nuclear Power Inspectorate. - Stockholm, 1997. - 123 p.
 26. *Sehgal B.R., Paladino D., Theerthan A., Kazachkov I.* Phenomenological studies on melt coolability by bottom injection during severe accidents: KTH Report. - 2001. - 97 p.
 27. *Ніцик О.П., Гершуні О.Н.* Система пасивного тепловідведення із захисної оболонки ядерного реактора // Патент України на корисну модель № 58520. - Опубл. 2011. Бюл. № 7.
 28. *Ніцик О.П., Гершуні О.Н.* Пасивна система видалення теплоти з контейменту // Патент України на корисну модель № 67208. - Опубл. 2012. Бюл. № 3.
 29. *Ніцик О.П., Гершуні О.Н.* Пасивна система охолодження контейменту // Патент України на корисну модель № 68394. - Опубл. 2012. Бюл. № 6.
 30. *Park H.S., Kazachkov I.V., Sehgal B.R. et al.* Analysis of Plunging Jet Penetration into Liquid Pool in Isothermal Conditions / ICMF 2001: Fourth Int. Conf. on Multiphase Flow (New Orleans, Louisiana, U.S.A., May 27 - June 1, 2001). - P. 65 - 69.
 31. *Haraldsson H.O., Kazachkov I.V., Dinh T.N., Sehgal B.R.* Analysis of thin jet breakup length in immiscible fluids // Abstr. 3-rd Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics (Montreal, Canada, 24 - 26 May, 2000). - P. 43 - 47.
 32. *Казачков И.В.* Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. - 2003. - № 1. - С. 25 - 34.
 33. *Kazachkov I.V., Haraldsson H.O., Yang Z.L., Sehgal B.R.* Instability analysis of the thin film flow dynamics in a micro channel // Abstr. 5-th Int. Symp. Heat Transfer. - Beijing, 2000. - P. 112 - 123.
 34. *Удалов Ю.П., Морозов Ю.Г., Гусаров В.В. и др.* Расчетное и экспериментальное исследование взаимодействия расплава кориума с жертвенным материалом // Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР: Тр. науч.-практ. семинара. - С.-Петербург, 12 - 14 сентября 2000. - С. 161.
 35. *Кумаев В.Я., Лебезов А.А., Астахов В.К.* Разработка кода DINCOR-DGR для численного моделирования динамики плавления элементов и корпуса реактора ВВЭР-1000 кориумом в процессе тяжелой аварии // Докл. 2-й Всерос. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (По-

- дольск, 19 - 23 ноября 2001). - с. 111 - 112.
36. *Асмолов В.Г.* Концепция управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР // Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР: Тр. науч.-практ. семинара. - С.-Петербург, 12 - 14 сентября 2000 г. - С. 1 - 21.
37. *Асмолов В.Г., Кухтевич И.В., Безлепкин В.В. и др.* Концепция локализации расплава кориума на вне-корпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000 // Там же. - С. 23 - 35.
38. *Асмолов В.Г., Загряжкин В.Н., Вишневский В.Ю., Дьяков Е.К.* Выбор жертвенного материала ловушки расплава для реактора ВВЭР-1000 // Там же. - С. 141 - 160.
39. *Alexiades V, Solomon A.D.* Mathematical modelling of melting and freezing processes. - USA: Hemisphere Publishing Corporation, 1993. - 275 p.
40. *Bonacina C, Comini G, Fasano A, Primicerio M.* Numerical solution of phase-change problems // Int. J. of Heat and Mass Transfer. - 1983. - Vol. 16. - P. 1825 - 1832.
41. *Crank J.* Free and moving boundary problems. - Oxford University Press, 1984. - 423 p.
42. *Самарский А.А., Галактионов В.А., Курдюмов С.П., Михайлов А.П.* Режимы с обострением в задачах для квазилинейных параболических уравнений. - М.: Наука, 1987. - 480 с.
43. *Kim J.H., Song J.H., Park J.H.* A Proposed Core Catcher System and Thermite Experimental Results // J. of Energy and Power Engineering. - 2011. - No. 5. - P. 1005 - 1014.
44. *Ha K.S., Kim H.Y., Kim J.H., Park J.H.* An evaluation of a direct cooling method for the ex-vessel corium stabilization // J. Nuclear Engineering and Design. - 2011. - Vol. 241, Issue 12. - P. 4737 - 4744.

О. В. Коновал, Алі Калванд, І. В. Казачков

**МОДЕЛЮВАННЯ ОХОЛОДЖЕННЯ КОРИУМУ
ТА АНАЛІЗ ФАКТОРІВ НАВАНТАЖЕННЯ
КОНТЕЙНМЕНТА ПІД ЧАС ТЯЖКИХ АВАРІЙ**

Стаття присвячена розробці та вивченню математичної моделі взаємодії розплаву коріуму з легкоплавкими блоками в пасивних системах захисту (ПСЗ) від тяжких аварій на АЕС, а також розгляду особливостей побудови та експлуатації ПСЗ. Розглянуті конфігурації розміщення охолоджуючих блоків і результати їхньої роботи в басейні-охолоджувачі коріуму порівнюються з даними інших концепцій ПСЗ. Зроблено висновок, що розроблені моделі та одержані результати можуть бути корисними при конструюванні ПСЗ від тяжких аварій.

Ключові слова: модель, коріум, плавлення блоків, затвердіння, охолодження, контейнмент.

O. V. Konoval, Ali Kalvand, I. V. Kazachkov

**MODELING OF THE CORIUM COOLING
AND LOADING FACTOR ANALYSIS
FOR CONTAINMENT DURING SEVERE ACCIDENTS**

The paper is devoted to the development and study of the mathematical model for corium melt interaction with low-temperature melting blocks in the passive protection systems (PPS) against severe accidents at the NPP, and learning the peculiarities of construction and operation of the PPS. The configurations of cooling blocks' distributions considered and the results of their work in the corium cooling pool are compared to the data of other PPS's conceptions. The conclusion is made that the models developed and the results obtained may be useful for constructing the PPS against severe accidents.

Keywords: model, corium, melting blocks, solidification, coolability, containment.

Надійшла 29.04.2013

Received 29.04.2013