https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-2-151-164
УДК 519.876.5

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДОВ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПЛАВЛЕНИЯ ТВС В УСЛОВИЯХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА РЕАКТОРЕ ИГР

Е. А. Қабдылқақов*, А. С. Сураев, О. М. Жанболатов, Г. А. Витюк, Р. А. Иркимбеков

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

** E-mail для контактов: kabdylkakov@nnc.kz*

Экспериментальное исследование процесса разрушения топлива на реакторе ИГР позволяет получать данные о процессах, происходящих в тепловыделяющих сборках различных видов ядерных реакторов во время тяжелых аварий. Одним из этапов тяжелых аварий является плавление ядерного топлива и его перемещение. В данной работе рассмотрено комплексное применение физических моделей в ANSYS FLUENT для достижения явного динамического плавления элементов тепловыделяющей сборки. Расчетные исследования проводятся на двухмерной модели экспериментального реакторного устройства. Применяются расчетные модели *«volume of fluid»* и *«solidification melting»* которые позволяют моделировать движение расплавленных элементов тепловыделяющей сборки. Для задания сложного профиля энерговыделения использована пользовательская функция (User defined function – UDF). В результате получена картина, демонстрирующая все стадии развития контролируемой аварийной ситуации в экспериментальном устройстве во время реакторного пуска от начала плавления наиболее разогретых элементов до динамичного перемещения многокомпонентного расплава.

Ключевые слова: *экспериментальное устройство, безопасность, расплав, метод объема жидкости, фазовый переход, пользовательская функция, энерговыделение, ANSYS FLUENT.*

Введение

Разработка и строительство реакторов Поколения IV является основным направлением развития современной атомной энергетики. Одной из наиболее перспективных разработок данного направления являются реакторы на быстрых нейтронах. К разрабатываемым реакторам предъявляются повышенные требования безопасности [1]. В этой связи, большое количество исследований направлено на расширение знаний и накопление опыта в сфере изучения тяжелых аварий ядерного реактора. Исследовательский импульсный графитовый реактор (ИГР) благодаря уникальным нейтронно-физическим характеристикам и конструкции экспериментального канала позволяет проводить подобные исследования на высоком уровне, тем самым вносит большой вклад в расширение экспериментальных данных по тяжелым авариям ядерных реакторов [2].

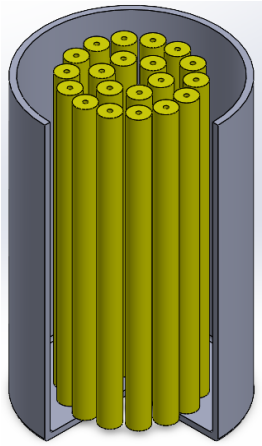
В настоящее время на реакторе ИГР реализуются исследования, направленные на изучение физических процессов происходящих во время развития тяжелых аварий ядерных реакторов в масштабах полноразмерных тепловыделяющих сборок (ТВС). На данном реакторе имеется возможность проводить экспериментальные работы, в которых происходит полное плавление топлива ТВС и последующее взаимодействие расплава с конструктивными элементами экспериментального устройства (ЭУ). Процесс образования расплава ТВС во время эксперимента сопровождается перемещением расплава в объеме ЭУ и его взаимодействием с различными конструкционными элементами. Для исследователей очень важно прогнозировать процесс перемещения расплава в объеме ЭУ и распространения температурного поля на этапе подготовки эксперимента. Необходимость такого прогнозирования обусловлена как требованиями безопасности, предъявляемыми к реакторному эксперименту, так и необходимостью соблюдения требуемых режимов испытания ядерного топлива [2–9].

Для этих целей применяется высокопроизводительное вычислительное оборудование и современные лицензированные программные продукты, такие как код MCNP для решения нейтронно-физических задач и программный комплекс ANSYS [10-11], в котором реализован метод конечных элементов для моделирования сложнейших физических процессов. С помощью программного модуля FLUENT [12], который входит в состав комплекса ANSYS, специалисты РГП НЯЦ РК уже не одно десятилетие успешно исследуют теплофизические параметры экспериментальных устройств в условиях реакторного облучения [13], в том числе при их частичном или полном плавлении и разрушении. Правильность получаемых результатов таких исследований была неоднократно подтверждена экспериментальными данными [14–15].

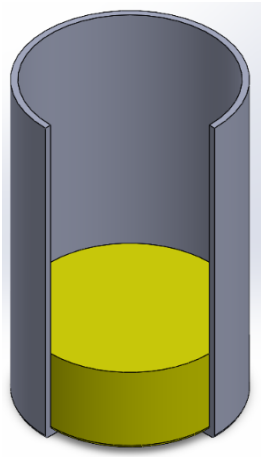
До сих пор моделирование процесса плавления материала и его дальнейшего перемещения в объеме расчетной области проводилось упрощенно путем разделения переходного процесса на два отдельных этапа, минуя стадию динамического плавления и перемещения расплавленных материалов. На первом этапе, моделирование проводится до момента плавления, при котором ТВС является неподвижной и сохраняет изначально заданную конфигурацию. На втором этапе моделирования температура топлива становится выше точки плавления и конфигурация целой ТВС меняется до состояния с образовавшимся бассейном расплава. В данном подходе получается, что конфигурация ТВС

меняется мгновенно в момент достижении температуры точки плавления, что является не корректным. На самом деле часть топлива не достигнет температуры плавления и сохранит свою форму, а у расплавленного кориума будет градиент температуры.

Также, для каждого из этапов выполняется перестроение геометрии расчетной области, построение сеточной модели и передача выходных данных предыдущего расчета в качестве входных данных для следующего расчета. На рисунке 1 представлен пример перестроения модели ТВС после плавления топлива.



а) модель ТВС до момента плавления



б) модель ТВС после плавления

Рисунок 1. Пример ручного перестроения модели для моделирования плавления ТВС

Применение метода поэтапного перестроения модели не позволяет моделировать процесс перемещения расплава топлива, при этом результат расчета может зависеть от субъективного мнения инженера, который проводит расчеты. Поэтому исследование этапов развития тяжелых аварий выполняется только путем проведения соответствующих реакторных и внереакторных испытаний, а обоснование безопасности эксперимента ограничивается определением температурных нагрузок на элементы конструкции ЭУ. При этом всегда в таких расчетах применяется наиболее консервативный подход, исключающий возникновение любых внештатных ситуаций.

В этой связи в последние годы актуальной становится задача внедрения новых методических подходов к моделированию переходных процессов, сопровождающихся изменением агрегатного состояния материала с возможностью явного представления динамики его перемещения. Наличие высокопроизводительного компьютерного оборудования в филиале ИАЭ РГП НЯЦ РК позволяет проводить моделирование подобных ресурсоемких процессов.

Методы моделирования

В программе ANSYS FLUENT используются 2 типа материалов: «*fluid*» и «*solid*». Материалы типа «*solid*» используются для моделирования твердых тел, в которых уравнения скорости не решаются. Материалы типа «*fluid*» предназначены для моделирования поведения жидкостей и газов, под действием внутренних и внешних сил, например, гравитации. Решение задачи плавления ТВС осложняется тем, что необходимо моделировать два последовательных состояния материала – первое состояние соответствует неподвижному твердому телу до температуры плавления, второе характеризуется изменением фазового состояния в отдельных ячейках материала, которые достигли температуры плавления и могут свободно перемещаться в пределах расчетной области. Реализация такой задачи возможна в программе ANSYS FLUENT при использовании модели «*VOLUME OF FLUID*».

В данной работе в основе методики моделирования процесса плавления ТВС и перемещения расплава по объему экспериментального устройства лежит комбинация моделей расчета многофазных течений: модели «объема жидкости» (*volume of fluid*, далее VOF) и модели «затвердевания/плавления» (solidification/melting, далее SM), которые реализованы в программном комплексе ANSYS FLUENT. Модель VOF предназначена для моделирования двух или более несмешивающихся жидкостей, она решает один набор уравнений импульса и отслеживает объемную долю каждой из жидкостей по всему расчетному домену.

Модель *VOF* может моделировать две или более несмешивающиеся жидкости, решая единый набор уравнений импульса и отслеживая объемной доли каждой из жидкостей по всей области.

Для каждой дополнительной фазы, которую вы добавляете в свою модель, вводится переменная: объемная доля фазы в вычислительной ячейке. В каждом контрольном объеме доли объема всех фаз суммируются в единицу. Если долю объема q-ой фракции в ячейке обозначить как α_q, то при расчете возможны три состояния:

1) $\alpha_q = 0$ – в элементе q-ая фракция отсутствует;
2) $\alpha_q = 1$ – элемент заполнен q-ой фракцией;
3) $0 < \alpha_q < 1$ – конечный элемент частично заполнен жидкостью q-ой фракции.

Использованные в уравнениях неразрывности и движения теплофизические свойства жидкости определяются с учетом объемной доли каждой из фракций в расчетном элементе. Например, плотность в элементе вычисляется по формуле:

$$\rho = \sum_{i=1}^{n} \alpha_q \cdot \rho_q, \quad (1)$$

где: ρ_n – плотность q-ой фракции; n – количество фракций.

Остальные теплофизические свойства вычисляются аналогично.

Каждая из фракций жидкости в *VOF* модели описывается своим уравнением неразрывности. Для q-ой фракции это уравнение имеет следующую форму:

$$\frac{\partial \alpha_q}{\partial t} + \nabla \bar{w} \cdot \alpha_q = \frac{S_{\alpha_q}}{\rho_q}, \quad (2)$$

где: S_{α_q} – массовая добавка q -ой фракции; τ – время; $\vec{w}$ – вектор скорости; ρ_q – плотность q-ой фракции.

$\nabla \cdot w$ – дивергенция вектора скорости для декартовой системы координат, которая определяется как:

$$\nabla \cdot w = \frac{\partial w_x}{\partial x} + \frac{\partial w_y}{\partial y} + \frac{\partial w_z}{\partial z}, \quad (3)$$

Уравнение движения в *VOF*-модели применяется для описания всех фракций жидкости одновременно и имеет вид:

$$\frac{\partial(\rho \bar{w})}{\partial \tau} + \nabla(\rho \bar{w} \bar{w}) = -\nabla p + \nabla\left[\mu\left(\bar{w} + \bar{w}^T\right)\right] + \rho \cdot g + S, \quad (4)$$

где: g – вектор гравитации; μ – динамическая вязкость среды; p – гидростатическое давление; S – пористость или добавка импульса.

Уравнение энергии в *VOF* модели аналогично уравнению сохранения количества движения, применяется для описания всех фракций жидкости одновременно:

$$\frac{\partial(\rho \bar{w})}{\partial \tau} + \nabla\left(\bar{w}(\rho E + p)\right) = \nabla\left(k_{eff} \nabla T\right) + q_v, \quad (5)$$

где: q_v – объемное энерговыделение; k_{eff} – эффективный коэффициент теплопроводности.

Внутренняя энергия E и температура T в уравнении энергии для *VOF* модели определяются как среднемассовые значения.

Ранее в работах [16–17] предпринимались попытки применения модели *VOF* данных моделей на простых геометрических формах и была показана принципиальная возможность их применения. В настоящей работе показаны результаты применения этих методик для моделирования процесса плавления топливных и конструкционных материалов тепловыделяющей сборки, ранее испытанной на реакторе ИГР [18–19].

Объект исследования

Для проверки работоспособности предлагаемой расчетной методики моделирования процесса образования расплава необходимо провести сравнение результатов расчетов с результатами экспериментов. Объектом исследования в данной работе выбрана ТВС экспериментального устройства FD [18–19].

Эксперимент FD является первым полномасштабным экспериментом, позволяющим исследовать феномен выведения расплава топлива из активной зоны реактора. В результате проведенного эксперимента получены данные, которые подробно описывают процесс образования расплава топлива. Во время эксперимента проведены измерения и регистрация свыше 70 параметров, в которые входят и показания температуры. Подробное описание устройства FD представлено в работах [18–19].

Модельная ТВС экспериментального устройства FD представляет собой сборку из 75 экспериментальных твэлов, размещенных в три ряда по 25 твэлов в каждом ряду (рисунок 2). При проведении эксперимента высотная отметка середины ТВС установлена по уровню центра активной зоны (ЦАЗ) реактора ИГР. Для получения данных о температурном поле во время реакторного эксперимента в устройстве FD установлены термопары.

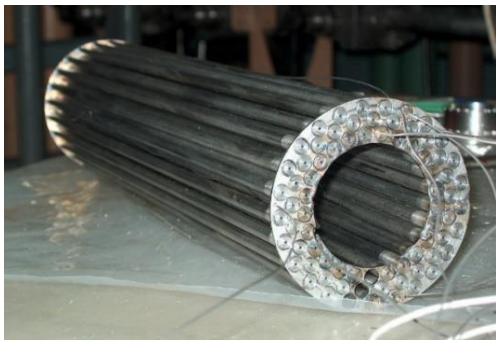


Рисунок 2. Компоновка твэлов в ТВС [9]

Каждый твэл состоит из негерметичной стальной оболочки, заполненной топливными таблетками типа БН-350 с обогащением топлива 17% по ^{235}U в верхней части твэла и с обогащением 0,27 % в нижней (бланкетной) части твэла. Общая масса топлива с обогащением 17% в составе ТВС составляет ~8 кг, при этом:

– в твэлах внутреннего ряда ТВС высота активной части, с обогащением 17% по ^{235}U, составляет 385 мм, тогда как высота бланкетной части, с обогащением 0,27% по ^{235}U, составляет 65 мм.

– в твэлах среднего и наружного рядов ТВС высота активной части, с обогащением 17% по ^{235}U, составляет 415 мм, тогда как высота бланкетной части, с обогащением 0,27% по ^{235}U, составляет 15 мм.

В экспериментальном устройстве размещены термопары, необходимые для получения данных температуры во время эксперимента. В таблице 1 представлены области размещения термопар, и их уровень от ЦАЗ реактора ИГР.

Таблица 1. Области размещения термопары

Термопара	Тип первичного преобразователя	Область размещения	Высота от уровня ЦАЗ, мм
ТТ1	ВР	оболочка внутреннего ряда твэлов	−192
ТТ6	ВР	оболочка внешнего ряда твэлов	153
ТК1	ХА	центральная труба	−847
ТК2	ХА	центральная труба	−847
ТК3,	ХА	центральная труба	−647
ТК4	ХА	центральная труба	−497
ТСК4	ХК	силовой корпус	0
ТЧ4, ТЧ5, ТЧ8	ХА	чехол ТВС	0
Т2	ХА	внутренний корпус	−243
Т3	ХА	внутренний корпус	227
Т5	ХА	внутренний корпус	0

В данном эксперименте применялись термопары трех различных видов:

1) ВР – вольфрам-рениевые термопары, способны измерять температуры до 3100 К.

2) ХА – хромель-алюмелевые термопары, способны измерять температуры до 1500 К.

3) ХК – хромель-копелевые термопары, способны измерять температуры до 900 К.

Описание расчетной модели

Построение трехмерной расчетной модели, в которую входят все элементы ЭУ FD, не является целесообразным, так как это приведет к большому количеству конечных элементов (несколько миллионов), следовательно, время, затрачиваемое на расчет с использованием модели *VOF,* возрастет в десятки раз. Поэтому необходимо построить модель ЭУ, которая будет включать основные элементы ТВС, и позволит смоделировать процесс образования расплава топлива и конструкционных элементов и отследить их перемещение по объему ТВС за разумное количество времени, сохраняя заданную точность расчета.

Построена двухмерная осесимметричная модель ЭУ FD. Модель включает в себя: ТВС, графитовый стакан, графитовую теплоизоляцию, внутреннюю и внешнюю обечайку ТВС, внутренний и внешний корпус ЭУ, крышку, внутреннюю сливную трубу (рисунок 3). Геометрические размеры конструкционных элементов сохранены. При этом, следует обратить внимание на то, что при построении модели сделано следующее упрощение: топливо, оболочки твэлов и межтвэльные полости построены в виде колец, что продиктовано осевой симметрией модели, которую реальная модель ЭУ не имеет. При построении данных элементов сохранены их геометрические объемы и высоты ЭУ. Уровни высот расположения термопар представлены на рисунке 3.

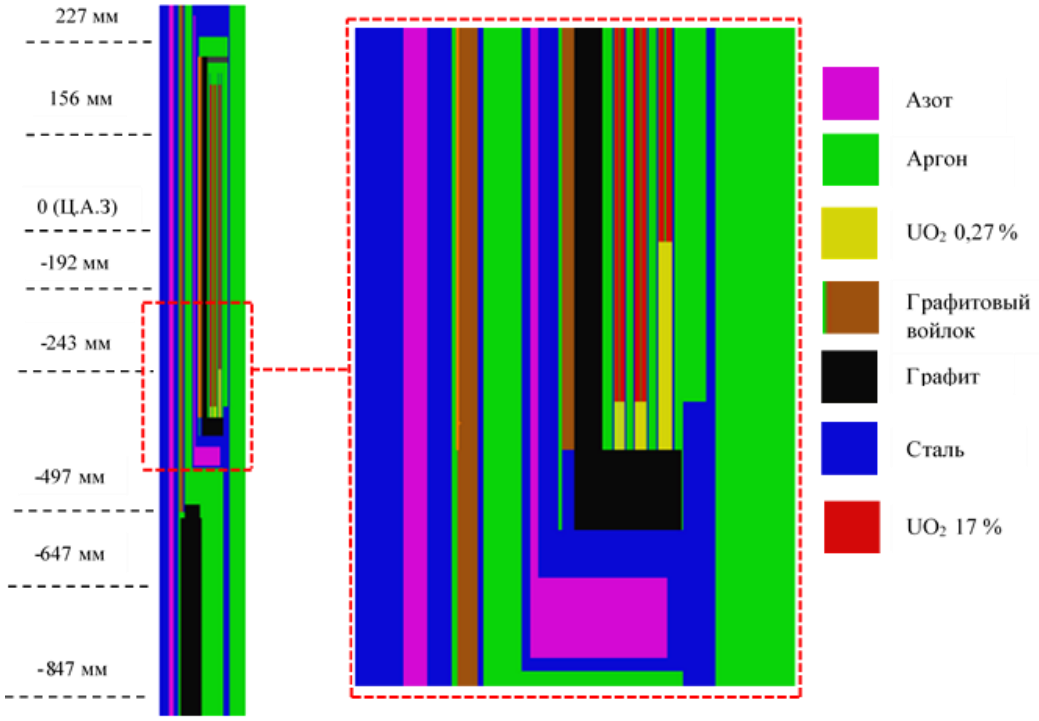


Рисунок 3. Расчетная модель ЭУ FD

Построение двухмерной модели приводит к появлению некоторых нюансов, которые влияют на тепловое состояние ЭУ FD и усложняют процесс верификации модели: (1) внутренние ряды твэлов и, особенно, бланкетная часть, выступают в роли барьера, препятствуя свободному течению расплава к внутренней трубе, (2) разогрев внутренней трубы в модели происходит позже, чем в эксперименте, что отодвигает время начала ее разрушения и выхода расплава в полость трубы, (3) отсутствует влияние повышения давления в полостях ЭУ, что также влияет на картину перемещения расплава.

В программном модуле ANSYS Meshing построена конечно-элементная сетка модели ЭУ FD. Конечно-элементная модель состоит из 520 368 элементов.

Настройка условий расчета

Настройка начальных и граничных условий расчета включает в себя:

- настройку модели расчета;
- настройку свойств материалов;
- настройку начальных значений температуры;
- задание внутреннего энерговыделения с помощью *UDF*.

При расчете в программе ANSYS FLUENT использованы следующие физические модели: модель энергии (Energy), модель плавления/затвердевания (*solidification and melting),* модель многофазной жидкости (*volume of fluid*). В модели *VOF* заданы 4 фазы, которые включают в себя фазу аргона, диоксида урана с обогащением 17% по изотопу ^{235}U, диоксида урана с обогащением 0,27% по изотопу ^{235}U (бланкет) и конструкционной стали. Свойства материалов заданы согласно литературным данным [20–22].

Начальная температура всех элементов ТВС задана равной 693 K, данная температура была получена в эксперименте FD на этапе предварительного разогрева [18]. Значения энерговыделения в топливе и конструкционных элементах, а также профиль энерговыделения получены по результатам нейтронно-физических расчетов, проведенных в программе MCNP6 с помощью верифицированной модели активной зоны реактора ИГР. Данные значения представляют собой многомерный массив данных, который можно задать в качестве граничного условия только с помощью специальной UDF-функции. При расчетах учитывается экспериментальная диаграмма изменения мощности реактора ИГР, на основе которой разрабатывается расчетная диаграмма, соблюдая принцип сохранения энерговыделения. На рисунке 4 представлена экспериментальная диаграмма изменения мощности реактора ИГР, зарегистрированная во время реакторного пуска, и расчетная диаграмма, используемая для моделирования.

На внешнею стенку ЭУ задан конвективный теплообмен с коэффициентом теплоотдачи 5 Вт/м^2. Верхняя граница внутренней сливной трубы задана открытой (тип границы *pressure-outlet*) с давлением 101325 Па. Оставшиеся внешние границы заданы адиабатными (тип границы *wall*), кроме оси симметрии (тип границы *axis*).

Поскольку активная фаза реакторного пуска начинается после 23 секунды целесообразно нулевую точку расчетной диаграммы сдвинуть таким образом, чтобы не проводить расчетов при нулевой мощности. Выбранное начало расчетной диаграммы соответствует 23,7 секунде экспериментальной диаграммы, с которой начинается увеличение мощности реактора ИГР.

На рисунке 5 представлено распределение энерговыделения по высоте твэлов ЭУ FD, полученные по результатам нейтронно-физических расчетов. Энерговыделение в топливе внешнего ряда твэлов имеет более высокое значение относительно среднего и внутреннего рядов твэлов, тогда как на торцах твэлов энерговыделение выше относительно центральной части, что справедливо для всех рядов.

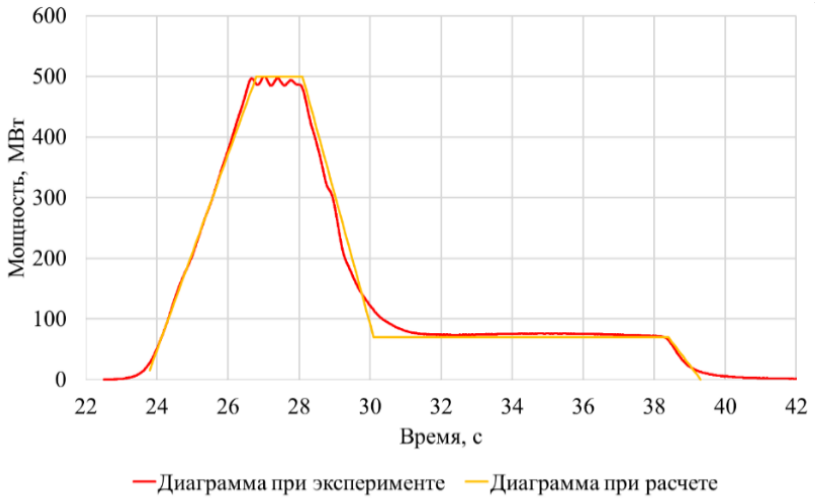


Рисунок 4. Диаграмма пуска реактора ИГР

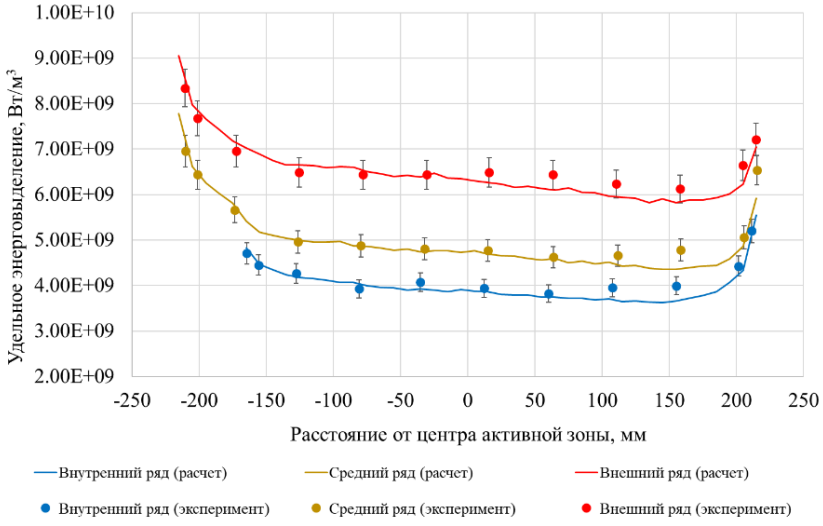


Рисунок 5. Распределение энерговыделения в топливе твэлов при максимальной мощности реактора ИГР 500 МВт

Радиальный коэффициент неравномерности энерговыделения в топливе (отношение максимального значения энерговыделения к минимальному) при максимальной мощности реактора составляет значения 1,6, тогда как по высоте равен значению 1,3.

Применение UDF функции

Для задания энерговыделения в элементах ЭУ применяется пользовательская функция – User Defined Function (UDF) [23].

Пользовательская функция UDF – это программируемая пользователем функция, которую можно использовать в решателе ANSYS FLUENT для расширения возможностей программы. UDF функции разрабатываются на языке Си и записываются в файл с соответствующим расширением, после чего они могут быть интерпретированы или скомпилированы самой программой.

В работах [24–26] пользовательские функции применяются для задания энерговыделения в «solid» элементах. В случае «solid» элементов энергия задается в строго определенную расчетную область (домен), границы которой не изменяются во время расчета и имеют строго определенные координаты. Программа считывает значения координат расчетной области и задает соответствующую ей энергию, прочитанную из UDF файла. При моделировании расплава ТВС задавать энерговыделение на строго определенную расчетную область не корректно, поскольку границы топливных и конструкционных элементов могут менять свое пространственное положение во время расчета. Поэтому необходимо задать энерговыделение таким образом, чтобы область, в которую задается энерговыделение, менялась вместе с перемещением отслеживаемой фракции. С этой целью в данной работе применена UDF функция, которая отслеживает движение объемной фракции в расчетной ячейке и задает ей соответствующую энергию, учитывая объемную долю каждой фазы в расчетной ячейке:

$$E = \alpha_1 \cdot \varepsilon_1 + \alpha_2 \cdot \varepsilon_2 , \qquad (6)$$

где: α_1 – доля 1-й фракции, α_2 – доля 2-й фракции, ε_1 – энергия для 1-й фракции, ε_2 – энергия для 2-й фракции.

Параметры решателя

При моделировании применяется решатель на основе давления *(pressure based solver).* Данный решатель устанавливается в программе ANSYS FLUENT по умолчанию и используется при решении большинства задач тепломассообмена и гидродинамики. При данном решателе для уравнения давления-скорости применяется схема дискретизации PISO. Величина шага по времени задана равной 10^{-5} с.

Результаты расчета

Результаты по моделированию

На рисунке 6 представлены графики изменения максимальной температуры топлива для трех рядов твэлов.

Согласно результатам расчета температура топлива внешнего ряда твэлов достигает точки плавления на 26,3 с, тогда как средний и внутренний ряд топлива достигают точки плавления на 26,4 с и 27,0 с соответственно. На рисунке 7 представлены распределения объемной фракции диоксида урана и стали для различных промежутков времени. Обработка результатов расчета проводилась в программе CFD-Post.

В таблице 2 представлена хронология основных событий, происходивших в эксперименте FD. Приведено сравнение расчетных и экспериментальных данных.

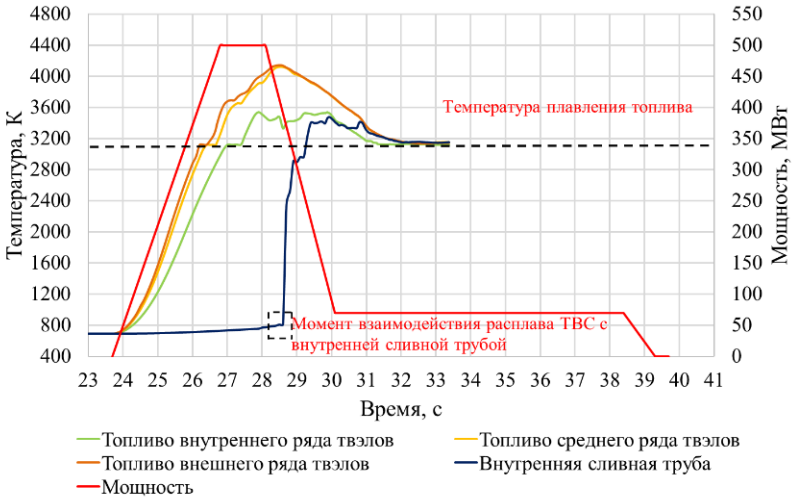


Рисунок 6. Расчетные значения максимальной температуры топлива

Таблица 2. Хронология событий в эксперименте FD

Событие	Элементы ЭУ с ТВССК	Расчетное время, с	Время по эксперименту, с
Достижение температуры плавления оболочки топлива	внешний ряд	25,4	27,1
	средний ряд	25,6	—
	внутренний ряд	25,7	27,8
Достижение температуры плавления топлива	внешний ряд	26,3	28,4
	средний ряд	26,4	—
	внутренний ряд	27,0	28,6
Начало обрушения топливного столба	внешний ряд	26,4	—
	средний ряд	26,7	—
	внутренний ряд	27,4	—
Начало поступления расплава в сливную трубу		29,3	27,9
Начало поступления расплава в ловушку		30,2	28,9
Полный слив расплава в ловушку		32,7	31,4

Расчетное и экспериментальное время достижения температуры топлива и оболочек точки плавления различаются на ~2 с. Это объясняется тем, что в программе ANSYS FLUENT имеется возможность отследить максимальную температуру в расчетной области и определить точное время, за которое достигается температура плавления. В эксперименте время достижения точки плавления определяется по показаниям термопар, что не всегда соответствует максимальной температуре элемента ЭУ.

Экспериментальные данные по началу попадания расплава во внутреннею сливную трубу, по моменту начала поступления расплава в ловушку и полного слива расплава в ловушку получены согласно данным по акустическому датчику и комптоновскому эмиссионному детектору нейтронов, которые были расположены в экспериментальном устройстве FD.

Все топливо и его оболочки расположены в модели в виде колец. Поскольку энерговыделение во внешнем и среднем ряду твэлов больше относительно внутреннего ряда, в данных рядах расплав твэлов образуется раньше. Однако кольца среднего и внутреннего ряда твэлов создают «барьер» для движения расплава внешнего ряда твэлов, препятствуя его движению в направлении центральной сливной трубы.

До достижения температуры плавления, фракции материалов ТВС остаются неподвижными (25,3 с). Расплав топлива и стали внешнего ряда твэлов начинает заполнять пространство между внешним и средним рядом твэлов при 27,3 с, тогда как, расплав топлива и стали внешнего и среднего ряда твэлов начинает заполнять пространство между средним и внутренним рядом при 28,2 с.

Расплав всех трех рядов твэлов вступает в контакт с внутренней трубой при 28,7 с. и «прожигает» ее при 29,3 с на уровне высоты −158 мм от центра активной зоны реактора ИГР. После «прожигания» внутренней центральной трубы расплав топлива и стали перемещается в нижнюю часть центральной трубы в направлении области ловушки ЭУ FD. Под действием расплава центральная сливная труба на уровне ТВС полностью разрушается.

Распределение температуры позволяет наблюдать тепловое состояние ЭУ при плавлении ТВС. Согласно рисунку 7 (27,3 с, 28,2 с), температура внешнего и среднего ряда твэлов увеличивается быстрее относительно твэлов внутреннего ряда за счет большого энерговыделения. Нижняя часть твэлов является областью с наиболее высокой температурой (28,2 с), что согласуется с распределением энерговыделения по высоте твэлов (рисунок 5). После попадания расплава ТВС во внутреннюю полость сливной трубы, температура в полости внутренней трубы увеличивается за счет поступления в нее расплава ТВС (30 с). Температура полости внутренней сливной трубы увеличивается в области, где происходит поступление расплава. После температура уже увеличивается в верхней части полости трубы (31 с).

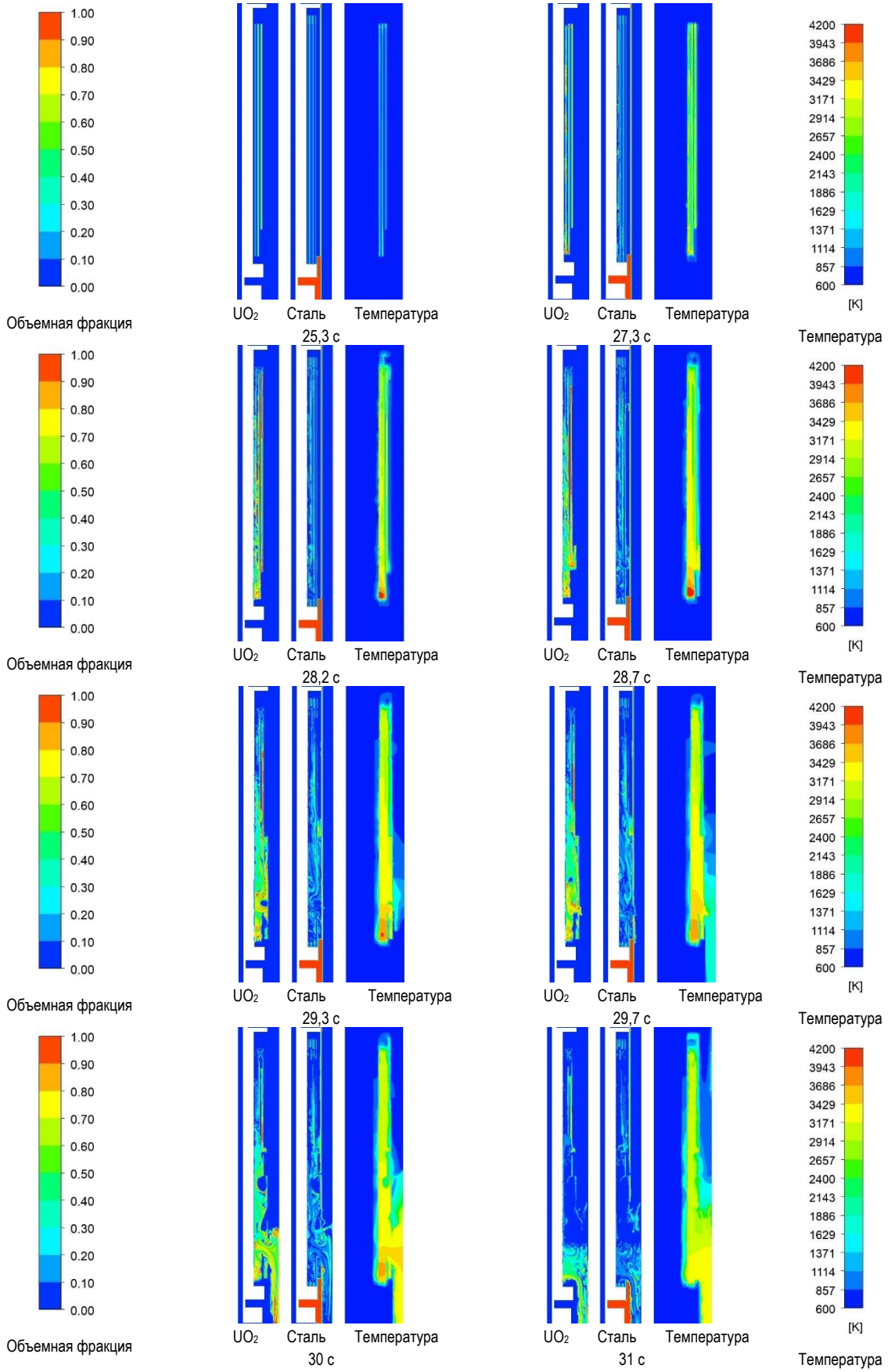


Рисунок 7. Распределение объемной фракции стали и диоксида урана

Верификация результатов расчетов с результатами эксперимента FD

Для получения оценки методики моделирования процесса плавления ТВС проведена верификация результатов расчета с показателями термопары. Верификация проводилась по показателям термопар ТТ1, ТТ6, ТК1, ТК2, ТК3, ТК4, ТЧ1, ТСК4. На рисунке 8 представлены результаты сравнения показателей термопар ТТ1 и ТТ6 с результатами расчетов.

Результаты расчета и эксперимента для термопар ТТ1 и ТТ6 показывают совпадение до момента плавления. После начала процесса плавления ТВС результаты расчета расходятся с экспериментальными значениями термопар. Расхождения обуславливаются следующими причинами:

– топливо и оболочка твэлов объекта испытания построена в виде колец, тогда как реальное экспериментальное устройство ТВС состоит из отдельных твэлов. Различие в геометрии расчетной модели и объекта испытания существенно влияет на процесс движения расплава, а именно: топливо внутреннего и среднего ряда твэлов, которое расположено в виде колец, достигает температуры плавления позже относительно топлива внешнего ряда твэлов, тем самым образует препятствие на пути движения расплава топлива внешнего ряда твэлов, тогда как в реальном эксперименте расплав топлива перемещается в пространстве между твэлами, достигая внутренней сливной трубы раньше.

– термопары ЭУ имеют ограничение по диапазону измерений, в котором работают. Используемые термопары ТТ1 и ТТ6 являются вольфрам-рениевыми термопарами, с максимальной рабочей температурой 3100 К.

Также следует учитывать, что нижняя, бланкетная, часть топлива имеет более низкое энерговыделение, относительно ее верхней, активной, части и процесс образования расплава в этой части происходит менее интенсивно.

На рисунках 9–10 приведено сравнение расчетных значений и экспериментальных показателей термопар ТК1, ТК2, ТК3, ТК4, которые располагались в центральной сливной трубе.

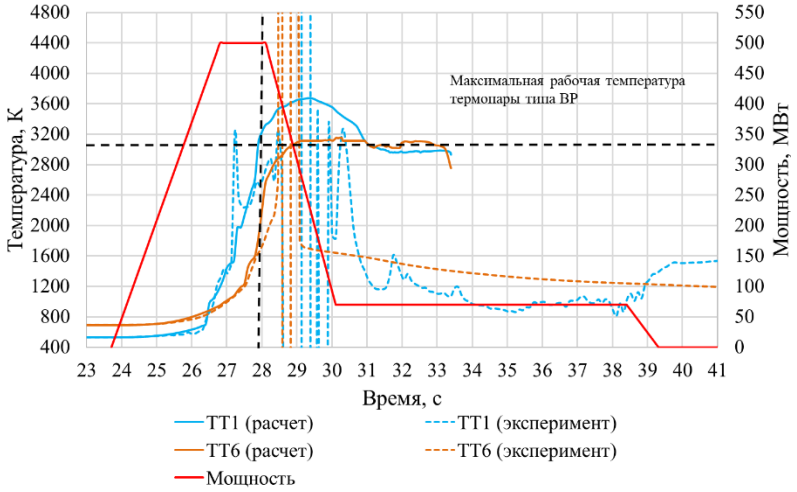


Рисунок 8. Сравнения показателей термопар ТТ1 и ТТ6 с результатами расчета

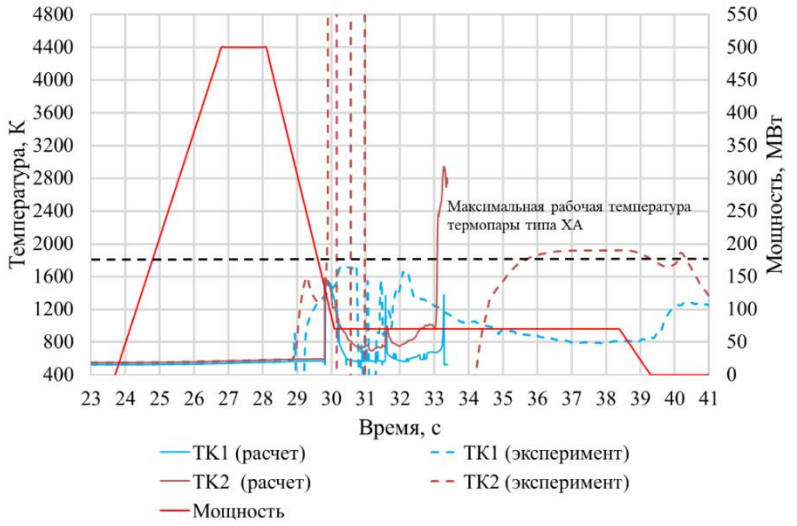


Рисунок 9. Сравнение показателей термопар ТК1, ТК2 с результатами расчета

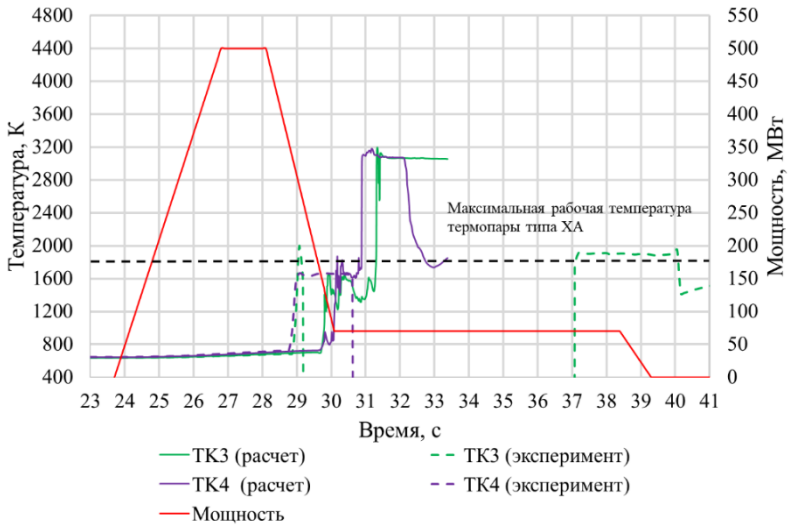


Рисунок 10. Сравнение показателей термопар ТК3, ТК4 с результатами расчета

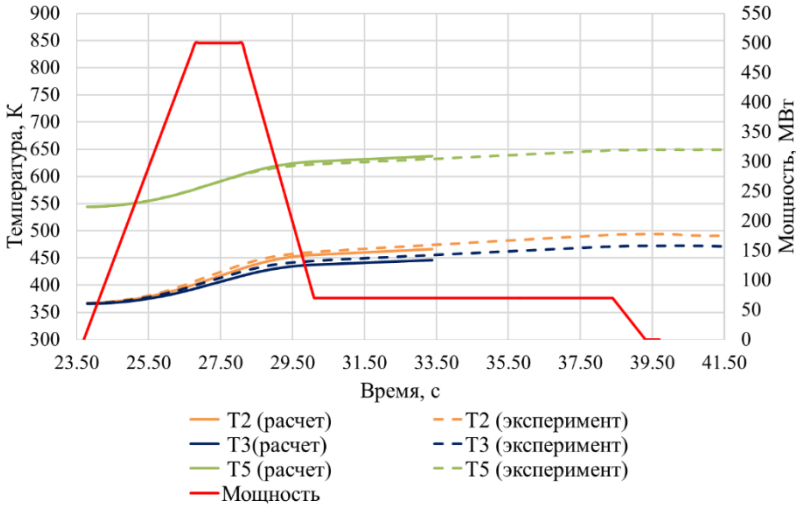


Рисунок 11. Сравнение показателей термопар ТСК4, ТЧ4, ТЧ5, ТЧ8 с результатами расчета

ТК1, ТК2, ТК3, ТК4 являются хромель-алюмелевыми термопарами, с максимальной рабочей температурой 1800 К. Расчетные и экспериментальные значения температуры для термопар ТК1, ТК2, ТК3, ТК4 совпадают только до момента плавления. Согласно экспериментальным значениям термопар ТК2 и ТК1 взаимодействие расплава ТВС с центральной сливной трубой происходит при 29,0 с и 29,3 с, тогда как расчетные значения показывают 29,8 с. Для термопар ТК4 и ТК3 при эксперименте расплав ТВС вступает во взаимодействие с центральной сливной трубой при 28,87 с и 28,98 с, тогда как расчетные значения показывают время 29,8 с и 30,0 с.

На рисунках 11–12 приведено сравнение расчетных значений экспериментальных показателей термопар ТЧ4, ТЧ5, ТЧ8, ТСК4 (рисунок 11) и Т2, Т3, Т4 (рисунок 12).

Согласно рисункам 11–12 расчетные значения температуры согласуются с экспериментальными показателями термопар Т2, Т3, Т4, ТСК4, ТЧ4, ТЧ5, ТЧ8. Разница в расчетных и экспериментальных значениях температуры для данных термопар располагается в пределах 3 К. Расчетные и экспериментальные значения температуры термопар, представленные на рисунках 11–12, расположены в областях ЭУ, в которых не наблюдается процесс образования и перемещения расплава – чехол ТВС, внутренний и внешний (силовой) корпус ЭУ. Температура в данных конструкционных элементах увеличивается за счет внутреннего энерговыделения согласно и теплообмена с ТВС. Увеличения значения энерговыделения согласно диаграмме мощности реактора приводит к квадратичному увеличению температуры, далее выходит мощности реактора на стационарное значение приводит уже к линейному росту энерговыделения и температуры.

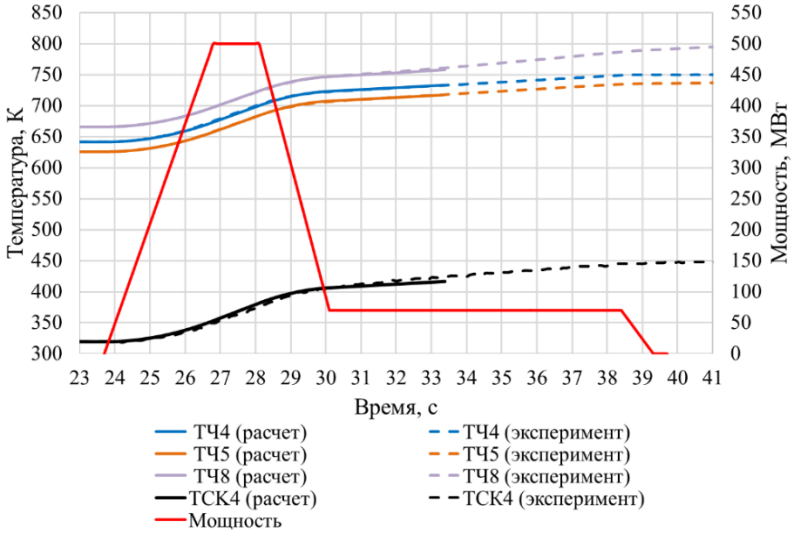


Рисунок 12. Сравнение показателей термопар Т2, Т3, Т4 с результатами расчета

Заключение

Результаты, полученные в ходе моделирования плавления и перемещения расплава в объеме тепловыделяющей сборки экспериментального устройства, доказывают работоспособность предлагаемой методики. Проведена верификация результатов моделирования, которая показала их согласование с экспериментальными данными до момента начала активного плавления материалов. Дальнейшее сравнение расчетных и экспериментальных данных в этой области затруднено особенностями расположения термопар в эксперименте и нюансами моделирования. При этом, расчетные значения показателей термопар, расположенных в областях, которые не подвержены процессу плавления, хорошо согласуются с результатами эксперимента.

Получена четкая картина, демонстрирующая все стадии развития контролируемой аварийной ситуации в экспериментальном устройстве во время реакторного пуска от начала плавления наиболее разогретых элементов до динамичного перемещения многокомпонентного расплава. Преимуществом такого подхода к моделированию является наилучшее приближение к реальной картине плавления ядерных материалов, даже в двухмерной постановке задачи. В случае проведения полноразмерного трехмерного моделирования, по данной методике, будут учтены все особенности геометрии экспериментального устройства, что позволит продемонстрировать эффекты, связанные с радиальной неравномерностью энерговыделения и принять во внимание несимметричность расположения отдельных элементов устройства.

Работа выполнена в рамках проекта грантового финансирования AP19577709 «Развитие методов CFD моделирования для описания процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии ядерного энергетического реактора».

Литература

1. https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/sodium-fast-reactor-sfr
2. Batyrbekov E. et al. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582.
3. Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А., Мухамедов Н.Е. Расчет диаграммы мощности экспериментального устройства с конвертором нейтронов // Вестник НЯЦ РК. – 2020. – № 4. – С. 82–87. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-4-82-87
4. Сулейменов Н.А., Пахниц А.В., Сураев А.С. Внутриреакторный эксперимент по испытанию твэла быстрого реактора в условиях аварии с потерей теплоносителя // Вестник НЯЦ РК. – 2019. № 1. – С. 133–138. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2019-1-133-138
5. Котов В.М., Жанболатов О.М., Сулейменов Н.А. Обоснование технологии экспериментальных исследований твэлов быстрых реакторов в ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2020. – № 1. – С. 62–67. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-1-62-67
6. Мухамедов Н.Е., Витюк В.А., Витюк Г.А., Вурим А.Д., Келсингазина Р.Е., Должиков С.А., Женис Д.Т., Сураев А.С. Расчетные исследования в обоснование возможности проведения внутриреакторного эксперимента с топливом энергетического реактора при реализации длительного режима работы реактора ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2024. – № 4. – С. 88–95. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-4-88-95
7. Скаков М.К., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В., Дерявко И.И. Свойства расплава материалов активной зоны ядерного реактора, полученного на исследовательском реакторе ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2019. – № 1. – С. 129–132. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2019-1-129-132
8. Батырбеков Э.Г., Скаков М.К., Витюк В.А., Бакланов В.В., Вурим А.Д., Пахниц А.В., Камияма К., Мацуба К. Экспериментальные исследования в поддержку безопасности реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем // Вестник НЯЦ РК. – 2018. № 3.

– С. 117–121. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2018-3-117-121
9. Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L. Разработка модельной ТВС для исследования аварийной ситуации с мгновенной блокировкой потока теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах // Вестник НЯЦ РК. – 2018. – № 3. – С. 93–98. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2018-3-93-98
10. Kaplienko, A.V., Lemekhov, V.V., Cherepnin, Y.S. et al. Tests of fuel elements with uranium-plutonium nitride fuel in an IGR pulsed reactor // Atom Energy. – 2023. – Vol. 134. – P. 275–282. https://doi.org/10.1007/s10512-024-01055-1
11. ANSYS, Inc. Products Release 2021 R1. Academic research Mechanical and CFD
12. MCNP-6.1. Monte-Carlo N-Particle Transport Code // Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – 2008.
13. Fluent A. et al. Ansys Fluent theory guide //Ansys Inc., USA. – 2021.
14. Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Витюк В.А. Импульсный графитовый реактор: опыт эксплуатации и применения для испытаний твэлов и ТВС // Монография –Курчатов, РК, 2023 г.
15. Vladimir Vityuk, Galina Vityuk, Alexander Vurim, Ruslan Irkimbekov, Ivan Kukushkin, Artur Surayev, Nurzhan Mukhamedov. Testing of a heterogeneous fuel rod in the research Impulse graphite reactor // Progress in Nuclear Energy. –2023. – Volume 164. – art. No. 104889. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104889
16. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor // Annals of Nuclear Energy. –2024. –Vol. 204, art. No. 110532. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
17. Қабдылқақов Е. А. Сураев А.С., Иркимбеков Р. А. Применение метода VOLUME OF FLUID для моделирования процесса плавления и перемещения топлива // Вестник НЯЦ РК. – 2021. – №. 3. – С. 3–8. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-3-3-8
18. Сураев А. С., Иркимбеков Р. А., Вурим А. Д. Моделирование взаимодействия струи расплава со стальной стенкой // Вестник НЯЦ РК. – 2020. – №. 1. – С. 19–22
19. Технический отчет о научно-исследовательской работе. Анализ условий безопасного проведения испытаний экспериментального устройства FD. Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2005.
20. Анализ результатов эксперимента FD. Отчет по научно-исследовательской работе // Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2006.
21. International Atomic Energy Agency. Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data. – 2008.
22. Haynes W. M. CRC handbook of chemistry and physics, (Internet Version 2011) //Taylor Francis Group: Boca Raton, FL. – 2011.
23. Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин. – М.: Атомиздат, 1968. 121–128, 291–294, 237–239 с.
24. Manual U.D.F. ANSYS FLUENT 12.0 // Theory Guide. – 2021.
25. Eickhoff M., Rückert A., Pfeifer H. Solidification modeling with User defined function in Ansys Fluent //Progress in Applied CFD – CFD2017 Selected papers from 12th International Conference on Computational Fluid Dynamics in the Oil & Gas, Metallurgical and Process Industries. – SINTEF Academic Press, 2017.
26. Kabdylkakov Y., Surayev A., Irkimbekov R. New approaches to CFD analysis of experimental devices in the Ansys fluent // AIP Conference Proceedings. – AIP Publishing, 2024. – Vol. 3020. – No. 1.
27. Suleimenov N. A., Mukhamedov N. E., Zhanbolatov O. M. Using a user–defined function in ANSYS FLUENT to implement the energy release profile in model fuel elements taking into account radiation heating //Bulletin of the Karaganda University “Physics Series”. – 2021. – Vol. 104. – No. 4. – P. 78–84.

REFERENCES

1. https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/sodium-fast-reactor-sfr
2. Batyrbekov E. et al. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582.
3. Zhanbolatov O.M., Irkimbekov R.A., Mukhamedov N.E. Calculation of the power diagram of an experimental device with a neutron converter // NNC RK Bulletin. – 2020. – No. 4. – P. 82–87. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-4-82-87
4. Suleimenov N.A., Pakhnits A.V., Suraev A.S. In-reactor experiment for the testing of a fast-reactor pile in the conditions of loss-of-coolant accident // NNC RK Bulletin. – 2019. – No. 1. – P. 133–138. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2019-1-133-138
5. Kotov V.M., Zhanbolatov O.M., Suleymenov N.A. Substantiation of an experimental study technology of fuel rods of fast reactors in the IGR // NNC RK Bulletin. – 2020. – No. 1. – P. 62–67. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-1-62-67
6. Mukhamedov N.Ye., Vityuk V.A., Vityuk G.A., Vurim A.D., Kelsingazina R.Ye., Dolzhikov S.A., Zhengis D.T., Suraev A.S. Computational studies in support of possibility of conducting an in-pile experiment with power reactor fuel during the implementation of the long-term operation mode of the IGR reactor // NNC RK Bulletin. – 2024. – No. 4. – P. 88–95. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-4-88-95
7. Skakov M.K., Mukhamedov N.Ye., Pakhnits A.V., Deryavko I.I. Nuclear reactor corium properties obtained at IGR research reactor // NNC RK Bulletin. – 2019. – No. 1. – P. 129–132. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2019-1-129-132
8. Batyrbekov E.G., Skakov M.K., Vityuk V.A., Baklanov V.V., Vurim A.D., Pakhnits A.V., Kamiyama K., Matsuba K. Experimental studies in substantiation of sodium cooled fast reactors safety // NNC RK Bulletin. – 2018. – No. 3. – P. 117–121. https://doi.org/10.52676/1729-7885-2018-3-117-121
9. Vityuk V.A., Vurim A.D., Kotov V.M., Vityuk G.A., Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L. Development of a model fa for the study of emergency situation with an immediate blocking of the coolant flow in fast reactor // NNC RK Bulletin. –2018. – No. 3. – P. 93–98. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2018-3-93-98

10. Kaplienko, A.V., Lemekhov, V.V., Cherepnin, Y.S. et al. Tests of fuel elements with uranium-plutonium nitride fuel in an IGR pulsed reactor // Atom Energy. – 2023. – Vol. 134. – P. 275–282. https://doi.org/10.1007/s10512-024-01055-1
11. ANSYS, Inc. Products Release 2021 R1. Academic research Mechanical and CFD
12. MCNP-6.1. Monte-Carlo N-Particle Transport Code // Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – 2008.
13. Fluent A. et al. Ansys Fluent theory guide //Ansys Inc., USA. – 2021.
14. Batyrbekov E.G., Vurim A.D., Gaydaychuk V.A., Vityuk V.A. Impul'snyy grafitovyy reaktor: opyt ekspluatatsii i primeneniya dlya ispytaniy tvelov i TVS // Monografiya – Kurchatov, RK, 2023 g.
15. Vladimir Vityuk, Galina Vityuk, Alexander Vurim, Ruslan Irkimbekov, Ivan Kukushkin, Artur Surayev, Nurzhan Mukhamedov. Testing of a heterogeneous fuel rod in the research Impulse graphite reactor // Progress in Nuclear Energy. –2023. – Vol. 164. – art. No. 104889. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104889
16. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor // Annals of Nuclear Energy. – 2024. –Vol. 204. – art. No. 110532. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
17. Kabdylkakov Y.A., Suraev A.S. Application of the VOLUME OF FLUID method to simulate the process of melting and movement of fuel // NNC RK Bulletin. – 2021. – No. 3. – P. 3–8. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-3-3-8
18. Surayev A.S., Irkimbekov R.A., Vurim A.D. Modeling of the interaction of a melt jet with a steel wall // NNC RK Bulletin. – 2020. – No. 1. – P. 19–22. (In Russ.) https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-1-19-22
19. Tekhnicheskiy otchet o nauchno-issledovatel'skoy rabote. Analiz usloviy bezopasnogo provedeniya ispytaniy eksperimental'nogo ustroystva FD. Branch IAE RSE NNC RK. – Kurchatov, 2005.
20. Analiz rezul'tatov eksperimenta FD. Otchet po nauchno-issledovatel'skoy rabote // Branch IAE RSE NNC RK. – Kurchatov, 2006.
21. International Atomic Energy Agency. Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data. – 2008.
22. Haynes W. M. CRC handbook of chemistry and physics, (Internet Version 2011) //Taylor Francis Group: Boca Raton, FL. – 2011.
23. Chirkin, V.S. Teplofizicheskie svoystva materialov yadernoy tekhniki / V.S. Chirkin. – Moscow: Atomizdat, 1968. 121–128, 291–294, 237–239 p.
24. Manual U.D.F. ANSYS FLUENT 12.0 //Theory Guide. – 2021.
25. Eickhoff M., Rückert A., Pfeifer H. Solidification modeling with User defined function in Ansys Fluent //Progress in Applied CFD – CFD2017 Selected papers from 12th International Conference on Computational Fluid Dynamics in the Oil & Gas, Metallurgical and Process Industries. – SINTEF Academic Press, 2017.
26. Kabdylkakov Y., Surayev A., Irkimbekov R. New approaches to CFD analysis of experimental devices in the Ansys fluent // AIP Conference Proceedings. – AIP Publishing, 2024. – Vol. 3020. – No. 1.
27. Suleimenov N. A., Mukhamedov N. E., Zhanbolatov O. M. Using a user–defined function in ANSYS FLUENT to implement the energy release profile in model fuel elements taking into account radiation heating // Bulletin of the Karaganda University “Physics Series”. – 2021. – Vol. 104. – No. 4. – P. 78–84.

ЖЫЛУБӨЛГІШ ЭЛЕМЕНТТЕР ЖИЫНТЫҒЫНЫҢ ИГР РЕАКТОРЫНДАҒЫ ЭКСПЕРИМЕНТІ КЕЗІНДЕГІ БАЛҚУ ПРОЦЕССІН МОДЕЛЬДЕУ ӘДІСТЕРІН ЖЕТІЛДІРУ

Е. А. Қабдылқақов*, **А. С. Сураев, О. М. Жанболатов, Г. А. Витюк, Р. А. Иркимбеков**

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

** Байланыс үшін E-mail: kabdylkakov@nnc.kz*

Ядролық отынды балқыту – ядролық реактордың ауыр апаты кезеңдерінің бірі. Бұл жұмыста жылу бөлегіш элементтер жиынытығының айқын динамикалық балқуына қол жеткізу үшін ANSYS FLUENT бағдарламалық модулінің физикалық модельдерін кешенді қолдану қарастырылған. Жылу бөлетін құрастыру элементтерінің сұйық фракциясының қозғалысын модельдеуге мүмкіндік беретін «volume of fluid» және «solidification melting» есептік модельдері қолданылады. Қуат бөлуді орнату үшін FLUENT модулінің пайдаланушы функциясы (user defined function – UDF) қолданылады.

Түйін сөздер: *балқыма, эксперименталыдық құрылғы, фракция, фаза, тұтқұрлық.*

IMPROVEMENT OF METHODS FOR MODELING THE MELTING OF FUEL ASSEMBLIES IN THE CONDITIONS OF AN EXPERIMENT ON IGR RECTOR

E. A. Kabdylkakov*, A. S. Suraev, O. M. Zhanbolatov, G. A. Vityuk, R. A. Irkimbekov

Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

** E-mail for contacts: kabdylkakov@nnc.kz*

Experimental studies of the process of fuel destruction at the IGRY reactor make it possible to obtain data on the processes occurring in the fuel assemblies of various types of nuclear reactors during severe accidents. One of the stages of severe accidents is the melting of nuclear fuel. One of the stages of severe accidents is the melting of nuclear fuel. In this paper, we consider the complex application of physical models of the ANSYS FLUENT software module to achieve explicit dynamic melting of elements of a fuel assembly. Computational studies are carried out on a two-dimensional model of an experimental reactor device. The calculation models «volume of fluid» and «solidification melting» are used, which allow modeling the movements of the liquid fraction of the elements of the fuel assembly. To set the energy release, a user defined function (UDF) of the Fluent module is used.

Keywords: *experimental device, safety, melt, volume of fluid, phase transition, user defined function, energy release.*