

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ОХЛАЖДЕНИЯ КОРИУМА В КОНТЕЙНМЕНТЕ ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ НА АЭС

Обоснование актуальности проблемы

Гипотетическая тяжелая авария на АЭС сопровождается разрушением корпуса реактора с последующим выходом расплава ядерного топлива в контеймент - последний барьер безопасности. Ядерное топливо, изменившее свой состав вследствие сжигания и расплавления по пути следования элементов конструкций, оборудования и т.д., называют кориумом, свойства которого могут варьироваться в широком диапазоне вследствие неопределенности его состава. Пассивная система защиты (ПСЗ) без участия человека и автоматики должна надежно удерживать расплав в контролируемом охлаждаемом состоянии в течение расчетного времени, требуемого для принятия адекватных мер по ограничению аварии и устранению ее последствий. Для этого в реакторах 3-го поколения, которые до 2020г. должны полностью сменить реакторы 2-го поколения, требуется обязательное оборудование пассивной системой защиты от тяжелых аварий. Теплогидравлические процессы в многофазных многокомпонентных средах при растекании расплава кориума в контейменте и его управляемом охлаждении и застывании отличаются высокой сложностью и слабой изученностью.

Моделирование гипотетических сценариев тяжелых аварий и поведения расплава кориума при его охлаждении в контейменте имеет целью прояснить сложные особенности поведения системы, необходимые для успешной разработки и использования ПСЗ [1-6]. Современный уровень научно-технического развития позволяет разрабатывать и внедрять такие технологии, которые исключают ситуации с тяжелым повреждением реактора, что может стать причиной недопустимых выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Протекание тяжелой аварии может сопровождаться не только расплавлением активной зоны, но и разрушением корпуса реактора, хотя это - крайне маловероятное событие. Эта стадия тяжелой аварии является наиболее опасной, т.к. в случае нарушения целостности герметичной оболочки в результате воздействия высокотемпературного расплава в окружающую среду будут поступать не только газообразные и аэрозольные радиоактивные продукты, но также жидкие и твердые компоненты расплава. Поэтому сохранение целостности контеймента - первостепенная задача. Момент разрушения корпуса реактора является специфически опасным из-за сильных термомеханических воздействий на оборудование и строительные конструкции, расположенные внутри герметичной оболочки, которые, разрушаясь, оказывают опасное воздействие на оболочку.

Теплофизические параметры разрушения корпуса реактора определяются давлением парогазовой среды в корпусе и температурой расплава. Чем выше эти параметры, тем более сильное воздействие на герметичную оболочку оказывают расплав, разрушенное им оборудование

и строительные конструкции. Поскольку одно из главных требований к ядерным установкам - низкий уровень риска для населения и окружающей среды, разработчикам реакторов необходимы детальные исследования модельных аварийных сценариев [1-11]. Контеймент должен выдерживать давления, значительно превышающие расчетные для проектных аварий. При аварии точное прогнозирование условий теплосъема невозможно, поэтому необходимо моделировать гипотетические сценарии. При этом, несмотря на возможность остановки топлива в нижних помещениях, ПСЗ рассчитывается на наихудшие условия.

Основные задачи исследования растекания кориума в контейменте

Теплоту расплавленного топлива можно снять посредством взаимодействия расплава с водой, интенсивного парообразования, нагрева пара, а также расплавления блоков с высокой теплоемкостью. Рассматриваемая в статье проблема локализации кориума имеет ключевое значение для сохранения последнего барьера на пути распространения радиоактивных веществ. Разработчики, пользователи кодов для моделирования тяжелых аварий и проектировщики ПСЗ для защиты АЭС от тяжелых аварий при разработке средств локализации кориума сталкиваются с комплексом проблем, среди которых можно выделить:

- понимание и описание высокотемпературных теплофизических и физико-химических процессов в широком диапазоне изменения параметров (температуры, состава сред и др.);
- исследование явлений и эффектов, ключевых для адекватного прогноза развития аварии;
- получение данных по физико-химическим свойствам высокотемпературных расплавов;
- оценка неопределенностей расчетных моделей, валидация и верификация расчетных методик и компьютерных программ.

Для успешного решения этих проблем требуются систематические экспериментальные исследования, при реализации которых также возникают значительные трудности.

Проведение экспериментов в натурных условиях практически невозможно. Даже результаты детальных исследований послеаварийного состояния реакторов АЭС ТМІ-2 и ЧАЭС-4 имеют ограниченное применение вследствие особенностей развития этих аварий и конструкций реакторов. Поэтому большинство экспериментов проводят во вне реакторных условиях в уменьшенном масштабе и для применения полученных результатов требуется тщательный анализ и экстраполяция данных, что зачастую является нетривиальной задачей. Вследствие комплексности и многообразия процессов при тяжелой аварии возрастает роль сравнительного анализа и приближенных оценок.

Моделирование растекания расплава кориума и способов его локализации и удержания в контролируемом охлаждаемом состоянии составляет основное направление исследований теплогидравлических процессов в многофазных многокомпонентных системах, с фазовыми и химическими превращениями при тяжелых авариях в контейменте АЭС. Поскольку в исследовании протекания аварии вне корпуса реактора главными являются расчет нагрузок на контеймент и обеспечение его стойкости, важно установить точные тепловые и гидродинамические параметры процессов при растекании топлива. С точки зрения возможного разрушения контеймента опасны следующие процессы: интенсивное парообразование при охлаждении водой расплава кориума, постепенное повышение давления при продолжительном нагревании атмосферы в контейменте, генерация неконденсирующихся газов из-за взаимодействия кориума с бетоном. Для позднего этапа аварии (более 4-х часов после начала) наиболее серьезными проблемами являются [2, 3]:

- растекание расплава по полу контеймента;
- степень абляции бетона при его прямом контакте с высокотемпературным расплавом;
- охлаждение расплава и частиц топлива после их затвердевания;
- стабилизация и прекращение аварии.

Расплав ядерного топлива – это, в основном, смесь UO_2-ZrO_2-Zr , фазовая диаграмма которой отличается разницей температур ликвидуса и солидуса 200...300 градусов. А для смеси UO_2-ZrO_2 эта разница – 50...75 градусов. Еще сложнее с расплавом кориума, т.к. неизвестно, сколько и каких дополнительных примесей из конструкций, бетона и т.д. имеется в каждом конкретном случае. Взаимодействие больших масс топлива с водой исследовалось в Испре для различных реальных условий при нескольких вариантах начальных давлений (50, 20 и ниже 5 атмосфер) и температуры подаваемой воды. Исследовались явления застывания топлива и производства водорода. Был разработан компьютерный код COMETA (COre MELt Thermalhydraulic Analysis – теплогидравлический анализ расплава ядерного топлива) для совместного исследования

теплогидравлических процессов и диспергирования топлива с последующим его застыванием в условиях тяжелых аварий на легководяных реакторах (LWR). В пакете COMETA теплогидравлические процессы в двухфазных средах моделируются в переменных Эйлера, а распад струй и фрагментация топлива – в переменных Лагранжа. Компьютерный код RELAP5/SCDAP 3.2 валидирован для таких расчетов. Экспериментальные исследования взаимодействия кориума с бетоном актуальны для прогнозирования последствий тяжелой аварии с плавлением активной зоны и выходом расплава на бетонное основание шахты реактора для действующих АЭС, в проектах которых не были внедрены соответствующие защитные меры.

Расчетно-экспериментальные работы показали, что подача воды на поверхность ванны расплава, взаимодействующего с подстилающим бетоном, не обеспечивает эффективного захлаживания кориума и прекращения абляции бетона [9,10,12,14,15]. Быстрое захлаживание кориума предложено в концепции COMET [12-14], предусматривающей дозированную подачу воды в расплав снизу через предварительно заполненный водой слой пористого бетона. Недостаток концепции - значительный пиковый выброс массы и энергии в контеймент в виде смеси пара и водорода.

Экспериментальные исследования взаимодействия кориума с перспективными огнеупорами проводятся для проекта ловушки расплава европейского реактора EPR. Несмотря на большой объем выполненных исследований, остаются неопределенности в обосновании EPR, связанные с описанием растекания кориума и стойкости огнеупорного слоя, изолирующего расплав. Многочисленные исследования процессов удержания расплава в корпусе реактора позволили разработать модели и коды, адекватно описывающие температурное и напряженно-деформированное состояние корпуса. В обосновании внутрикорпусного удержания расплава имеются неопределенности, связанные с физико-химическими особенностями взаимодействия стратифицированных слоев оксидной и металлической составляющих расплава кориума друг с другом и с водоохлаждаемой стенкой корпуса. Получены уникальные данные по теплофизическим свойствам кориума [15].

Из-за технических сложностей работы с высокотемпературными радиоактивными расплавами имеется ограниченное количество экспериментальных данных, особенно при температурах выше 2000°C. Защита АЭС от тяжелых аварий подразумевает:

эффективный теплосъем огромного количества теплоты расплава кориума (постоянно генерирующего тепло из-за радиоактивного распада) в ограниченный интервал времени и поддержание контролируемого теплового состояния охлажденного кориума до решения проблемы утилизации топливных масс, стабилизации и прекращения аварии.

3 Лучшие современные разработки пассивных систем защиты от тяжелых аварий

Наиболее удачными являются следующие концепции ПСЗ от тяжелых аварий в контейменте АЭС. Так, COMET – одна из ПСЗ от тяжелых аварий на АЭС для быстрого захлаживания кориума, предложенная в Европейском реакторе с водой под давлением (EPR) [12-14], представленная в упрощенном виде на рис. 1 [16]. Это – развивающийся реактор, имеющий электрическую мощность 1600 МВт. Особенности концепции снижения тяжелых аварий на EPR состоят в том, что ситуации с потенциально критическими нагрузками на контеймент должны быть “практически невозможными” или исключенными специальными средствами на этапе проектирования реактора. Такие ситуации включают расплав ядра при высоких давлениях, глобальной водородной детонации, паровой взрыв и проникание расплава кориума в основание контеймента.

Для предупреждения разрыва трубы парогенератора (с потенциальным байпасом контеймента) или разрыва защитной оболочки реактора при высоких давлениях (с риском разрыва корпуса) EPR содержит устройства понижения давления с максимальной мощностью 900 т/ч при проектном давлении системы охлаждения реактора. Не опираясь на надежность впускных и выпускных клапанов, они гарантируют давление значительно ниже 20 атмосфер во время разрыва корпуса реактора. Имеются большой свободный объем контеймента порядка 80000 м³, хорошие условия для масштабной конвекции и более 40 больших каталитических реакombинаторов. Высокая концентрация пара в контейменте достигается разгрузкой системы охлаждения реактора в нижнюю часть контеймента.

Рекомбинаторы Фраматома состоят из каталитического сердечника в большой открытой шахте, размеры которой могут адаптироваться к специфическим требованиям. В EPR планируется установить два типа модулей – малый (166x1000x1010 мм) и большой (326x1400x1550 мм). В обоих из них катализатор - штабель тонких слоев нержавеющей стали с платиново-палладиевым (Pt/Pd)

покрытием. Дополнительные покрытия обеспечивают гидрофобные свойства. Модули подвергались различным тестам, которые установили их экстремальную температурную и радиационную устойчивость. Они обеспечивают эффективную работоспособность, начиная с низких температур и уровней концентрации водорода. Для выбранной оптимальной конфигурации рекомбинаторы усиливают конвекцию в контейнменте и приводят к однородной атмосфере с начала аварии. Максимальная осредненная объемная концентрация водорода удерживается ниже 10% даже при наихудших консервативных предположениях относительно расхода и количества производимого водорода. Поэтому детонации и критические нагрузки невозможны.

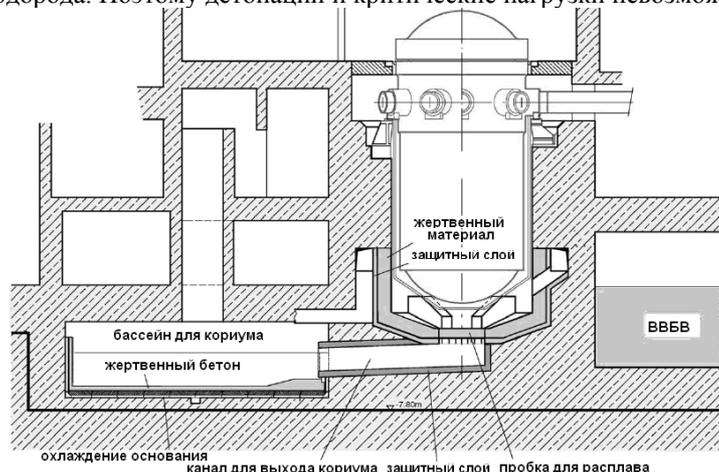


Рис. 1. Схема ПКЗ Европейского реактора с водой под давлением (EPR)

Тяжелая авария начинается после того, как все аварийные системы не смогли удержать ядро реактора охлажденным и поддерживаемым в охлаждаемом состоянии. Разрушение ядра зависит от сценария аварии и включает значительные неопределенности. Аналогично значительные неопределенности связаны с перемещением расплава в нижнюю часть корпуса реактора и дальнейшим извержением расплава из разрушенного реактора. Поэтому главная цель при выборе концепции защиты реактора EPR от тяжелых аварий:

- гарантировать независимость мер по стабилизации от неопределенностей;
- обеспечить сохранение работоспособности конструкции при неопределенных нагрузках после потери целостности корпуса реактора.

В конструкции EPR это достигается расположением улавливателя ядра реактора в специальном боковом модуле растекания. Соответствующее разделение функций между шахтой реактора и улавливателем топливного ядра сделало возможным упростить конструкцию шахты покрытием ее дна и стенок толстым слоем жертвенного бетона. Медленное разрушение этого слоя создает надежную гарантию аккумуляции расплава кориума перед его растеканием. В дальнейшем примесь компонентов бетона выравнивает спектр возможных состояний расплава и тем самым повышает предсказуемость его свойств.

Для удаления избыточной теплоты из контейнмента реактор EPR оборудован специальной системой охлаждения. Вода поступает в систему из внутреннего восполняемого бака воды, питает систему охлаждения контейнмента через внешний теплообменник и подает ее снова в контейнмент. Система удаления теплоты из контейнмента имеет две схемы и два принципа функционирования. В первом рециркулированная вода распыляется в атмосфере контейнмента. Это – предпочтительный тип функционирования в первые дни аварии, когда главная цель – снижение давления в контейнменте и вымывание продуктов распада из воздуха. При длительном функционировании система подачи охладителя может использоваться для прямого питания улавливателя ядра. В результате вода в охлаждающих каналах и поверх расплава становится переохлажденной.

Исследованию многочисленных проблем взаимодействия расплава кориума с охладителем и конструкциями в различных вариантах концепции COMET посвящено много работ в мире – в Королевском технологическом институте, Исследовательском центре в Карлсруе, НТУУ «КПИ» [17-34] и в других организациях. Также устройство локализации расплава (УЛР) Тяньваньской АЭС с реактором ВВЭР-1000 разработки России предназначено для повышения безопасности энергоблока в процессе протекания тяжелой аварии, связанной с разрушением активной зоны и

выходом расплава за пределы корпуса реактора. Его детальный анализ и обоснование рассмотрено в [35]. Устройство при тяжелой аварии удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты неограниченное время. УЛР выполняет функции в режиме тяжелой аварии с выходом расплава в контеймент, за пределы корпуса реактора и включает следующие особенности:

- после разрыва корпуса реактора расплав кориума попадает в пространство, ограниченное сбоку и снизу водоохлаждаемыми стальными стенками секционированного теплообменника, расположенного в подреакторном пространстве бетонной шахты;
- водоохлаждаемое пространство заполнено жертвенным материалом из специально подобранной композиции стали и относительно легких и легкоплавких оксидов;
- поступающий расплав взаимодействует с жертвенным материалом, что оптимизирует условия теплоотвода, сглаживает неопределенности, обусловленные различием сценариев протекания аварии, и обеспечивает инверсию металлической и оксидной компонент расплава до подачи воды на его поверхность;
- для охлаждения расплава вода самотеком поступает из шахт ревизии ВКУ и топливного бассейна, излишки воды сливаются через каналы в верхней части теплообменника;
- генерируемый в теплообменнике пар отводится в пространство контеймента через каналы, размещенные над теплообменником. Запаса охлаждающей воды достаточно для ее подачи в УЛР пассивным способом в течение 24 часов полного обесточивания АЭС;
- защита расположенных выше строительных конструкций от теплового излучения расплава до завершения формирования ванны расплава осуществляется специальными теплозащитными экранами и последующей подачей воды на поверхность расплава;
- теплообменник обеспечивает отвод тепла от ванны расплава снизу и с боковой стороны.

Многие работы [1,3,4,28-30,32] посвящены анализу проникания струй расплава в бассейн с водой, их фрагментации, охлаждения капель и образования слоев частиц топлива, их дальнейшего контролируемого охлаждения. Концепция эффективная: при проникании струй расплава кориума в подреакторный бассейн с водой расплав диспергируется и интенсивно охлаждается, поэтому это - один из успешных вариантов ПСЗ. Испарение воды за счет теплового излучения и прямого контакта топлива с охладителем, постоянное изменение параметров сред (диаметра струй, состава и температуры кориума), образование газов и пара, застывших частиц и т.п. требуют глубокого изучения для успешного применения таких систем. Моделирование всех этих явлений в их взаимодействии пока не представляется возможным из-за отсутствия адекватных моделей.

4 Физическое моделирование охлаждения расплава кориума в ПСЗ

Явления взаимодействия расплава кориума с охладителем и другими материалами свидетельствуют о сложной картине происходящих гидродинамических и тепловых процессов. Многие из них относятся к малоизученным классам динамики многофазных многокомпонентных сред. Но поскольку эти процессы определяют особенности протекания аварий в контейменте и, следовательно, специфику функционирования ПСЗ, их детальное моделирование для различных гипотетических аварийных сценариев – важнейший этап разработки ПСЗ. К сожалению, для многих из этих явлений и систем, представляющих собой многофазные многокомпонентные системы с интенсивными фазовыми превращениями в условиях высокотемпературного тепло- и массопереноса, подходы к моделированию пока четко не проработаны. Известны апробированные модели многофазных систем, имеющие узкое применение, т.к. замыкающие соотношения о взаимодействии фаз (интенсивности фазового перехода и массообмена, силы взаимодействия фаз, локальные тепловые потоки между фазами) получены лишь для упрощенных ситуаций.

В проекте DECOSI Королевского технологического института (Стокгольм, Швеция), проведены работы по моделированию взаимодействия расплава кориума с водой, подаваемой в слой расплава снизу через систему отверстий в основании [21-24, 27], в связи с обоснованием концепции COMET. Использовались моделирующие жидкости (табл. 1, 2):

Таблица 1

Физические свойства жидкостей, моделирующих расплав кориума

свойства	вода	кориум	КБ оксид	парафин	соль
ρ , кг/м ³	1000	8000	7000	880	1900
ν , м ² /с	10 ⁻⁶	0,6·10 ⁻⁶	5,7·10 ⁻⁴	0,74·10 ⁻⁴	0,2·10 ⁻⁵
λ , Вт/(м·К)	0,6	3	1,5	0,2	0,4

Таблица 2

Физические свойства жидкостей, моделирующих охладитель

	ρ , кг/м ³	μ , Па.с	c_p , (Дж/кг·К)	$T_{и}$, К	λ_{21} , (Дж/кг)
вода	0,6	10^{-3}	4200	373	$2 \cdot 10^6$
пентан	2,1	$2,4 \cdot 10^{-4}$	2300	309	$0,36 \cdot 10^6$
азот	1,1	$1,8 \cdot 10^{-4}$	1820	77	$0,2 \cdot 10^6$

где ρ - плотность,
 ν - кинематический коэффициент вязкости,
 λ - коэффициент теплопроводности,
 μ - динамический коэффициент вязкости,
 c_p - удельная теплоемкость,
 $T_{и}$ - температура испарения,
 λ_{21} - удельная теплота парообразования.

Физические свойства расплава кориума и расплавов, использованных в экспериментах для моделирования кориума, приведены в табл. 3, где процентное содержание компонент – весовое.

Таблица 3

Физические свойства расплавов кориума и моделирующих расплавов

Свойства расплава	кориум (UO ₂ -ZrO ₂) (80...20%)	CaO-B ₂ O ₃ (30...70%)	MnO-TiO ₂ (78...22%)	CaO-WO ₃ (5...95%)	Al ₂ O ₃
Точка плавления, К	2900	1300	1650	1525	2300
Плотность, кг/м ³	8000	2500	4500	6500	2500
Вязкость, Па.с	0.005	0.1-0.3	-----	-----	0.004
Теплопроводность, Вт/м.К	10	3.0	-----	-----	8
Поверх. натяжение, Н/м.К	1.0	0.15	-----	-----	0.5
Теплоемкость, Дж/кг.К	540	2200	900	500	775
Теплота плавления, кДж/кг	360	460	-----	70	1000

Схема лабораторной установки дана на рис. 2 [21-24].

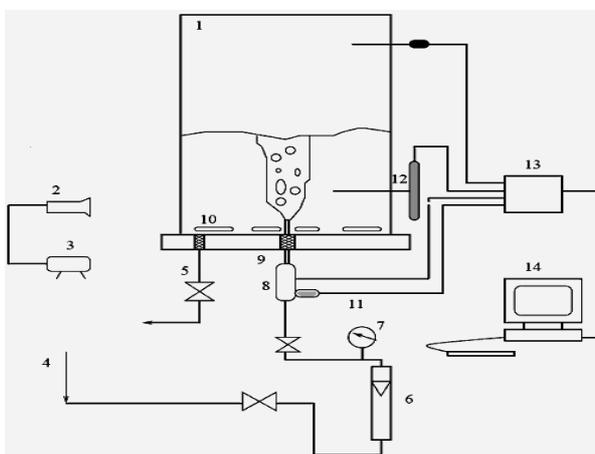


Рис. 2. Схема установки охлаждения расплава струями снизу:

- 1- бак с охлаждаемой жидкостью;
- 2- регистрирующая фото (видео) камера; 3- штатив; 4- система подачи охладителя;
- 5- дренажное устройство; 6- расходомер; 7- манометр; 8- система подачи воды;
- 9- сопло; 10- электронагреватели; 11- нагнетатель; 12- регистрирующие термопары;
- 13- система регистрации; 14- ПЭВМ

Для изучения влияния свойств жидкостей на закономерности их перемешивания при охлаждении расплава проведены серии экспериментов с моделирующими жидкостями низкой, а также средней и высокой температур плавления. Так, в экспериментах с жидкостями средней и высокой температуры плавления взяты свинец и бинарный оксид, содержащий, соответственно, 30 весовых частей CaO и 70 весовых частей B₂O₃.

Наборы термпар регистрировали динамику распределения температур смешивающихся компонентов в области охлаждаемого расплава. Показания снимались системой ЛабВью. Скоростная фото- и видеосъемка процессов перемешивания расплавов с охладителем совместно с регистрацией распределения температур в объеме позволили изучить основные особенности явлений. 5,5 л расплава окислов кальция и ванадия ($\text{CaO}+\text{WO}_3$) пролили в установке для охлаждения расплава водой. Начальная температура расплава была 1250°C . Охладитель (вода) подавался через 5 сопел в днище емкости с расплавом. Полученный материал имел высокую пористость (~38%), равномерно распределенную по объему. Все 5 сопел сработали успешно. В другом высокотемпературном эксперименте 4 л расплава смеси окислов марганца с титаном ($\text{MnO}+\text{TiO}_2$) было залито в испытательную емкость при температуре примерно 1350°C . Вода подавалась, как и в первом случае.

Пористость застывшего материала - 47% (равномерная по объему, рис. 3):

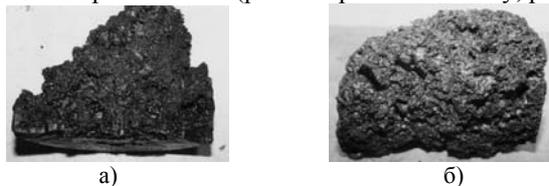


Рис. 3. Пористый материал $\text{CaO}+\text{WO}_3$ (а), $\text{MnO}+\text{TiO}_2$ (б), полученный при охлаждении водой

Максимум давления инжекции охладителя был 0,6 бар и колебался в районе 0,4 бар. Термопары в 3-х точках объема показали резкое охлаждение и застывание расплава примерно за 40 с. Результаты измерений давления и температуры расплава в 3-х точках в процессе охлаждения показаны на рис. 4, 5. [23, 24]. Математическое моделирование турбулентного смешения двухфазной смеси расплава с охладителем проводилось по методу проф. А.И. Накорчевского [36], согласно которому двумерные уравнения движения имеют вид:

$$\frac{\partial}{\partial x}(y\rho_i B_i u_i) + \frac{\partial}{\partial y}(y\rho_i B_i v_i) = 0, \quad \rho_i B_i \left(u_i \frac{\partial u_i}{\partial x} + v_i \frac{\partial u_i}{\partial y} \right) = \frac{1}{y} \frac{\partial}{\partial y}(y B_i \tau_i) - \frac{\partial}{\partial x}(B_i p),$$

где B_i - функция-индикатор фазы,

$$B_1 + B_2 = 1,$$

u_i, v_i - составляющие скоростей фаз,

ρ_i - плотности фаз,

τ_i - касательные напряжения,

p - давление.

5 Результаты экспериментальных исследований охлаждения расплава в ПСЗ

Теплоемкость первого модельного сплава выше, чем второго, однако давление в слое первого расплава, как видно из рис. 4, в несколько раз выше, чем в слое второго. Это можно объяснить тем, что пористость второго материала выше и скорость течения пара в нем выше. К сожалению, более точный анализ затруднен отсутствием части данных о физических свойствах (табл. 3). Это подтверждается и рис. 5, где видно, что первый расплав застывает значительно быстрее второго, что свидетельствует о его более высоком коэффициенте теплоотдачи и более низкой вязкости (лучшее смешение первого расплава по сравнению со вторым, что также видно из более тонкой пористой структуры на рис. 3).

Можно утверждать, что охлаждение и застывание расплава происходит быстро. По замыслу авторов концепции СОМЕТ урансодержащий слой тяжелых оксидов должен изменить свою плотность (8 кг/л) с помощью соединений относительно легких элементов и «всплыть» над слоем металлического расплава с плотностью около 6 кг/л, предотвратив весьма опасные для локализации кориума явления. Главное - не допустить скопления тяжелой тепловыделяющей урансодержащей части расплава в донной области, где тепло плохо отводится и кориум может проплавливать материалы под ним: теплоизоляцию, металлоконструкции и затем бетон фундамента с выходом из-под контеймента в грунт. Именно поэтому разработчики фирмы Siemens решили добиться изменения состава тяжелой фракции путем «растворения» в ней относительно легкой керамики. Этим обеспечивается перемещение основной зоны тепловыделения в верхнюю часть, где тепло отводится лучеиспусканием, а после завершения всей инверсии фракций - к орошающей воде из баков.

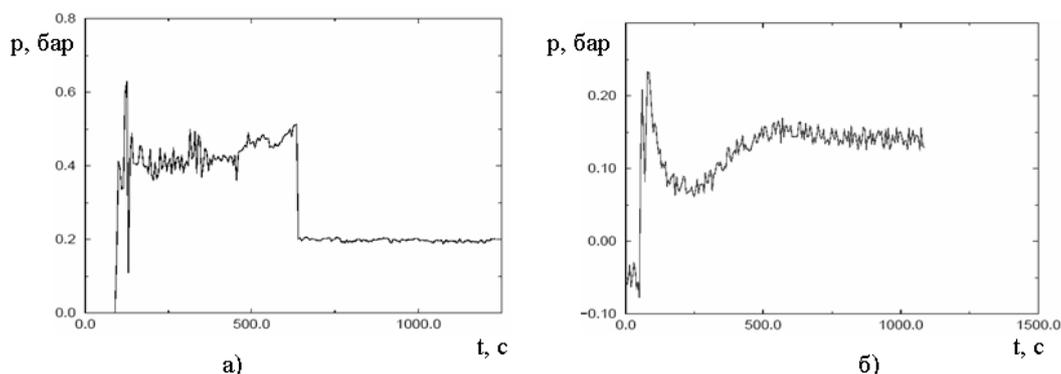


Рис. 4. Изменение давления охладителя во времени: CaO+WO₃ (а), MnO+TiO₂ (б)

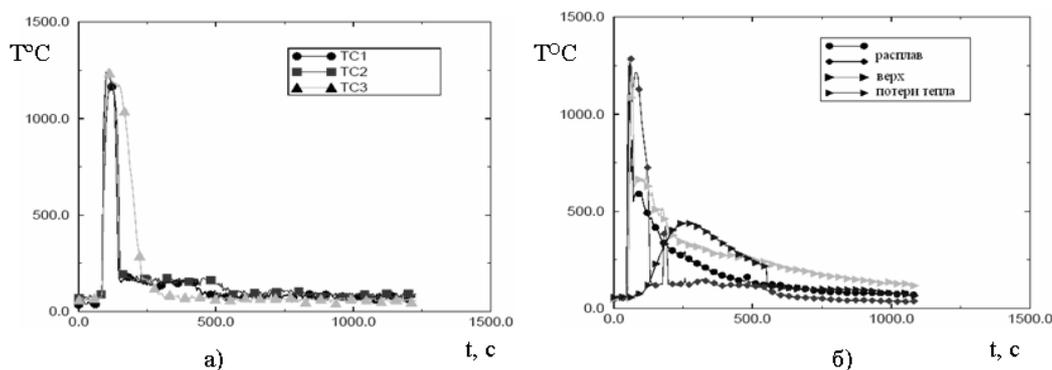


Рис. 5. Изменение температуры расплава в 3-х точках области во времени

6 Динамика процесса охлаждения расплава в ловушке ПСЗ

Запас охлаждающей воды защитной оболочки ВВЭР-1000 (СПбАЭП) [37, 38] рассчитан на 24 часа работы без внешнего энергопитания и подачи охладителя. Проект прошел международные экспертизы и получил одобрение. Расчет физических процессов в ловушке по коду DINCOR [39, 40] представлен на рис. 6.

DINCOR – код для численного моделирования нестационарных процессов: гидродинамика и теплообмен жидких и газообразных фракций среды; плавление-затвердевание компонентов среды; физико-химические взаимодействия между компонентами. Расчет процесса распространения кориума в устройстве локализации расплава (УЛР) реактора АЭС с ВВЭР-1000, строящейся в Китае, представлен для варианта УЛР с незаполненными жертвенными материалами блоками. Расчетная сетка - 158x310=48980 ячеек. Расчетная область – цилиндрическая (R-Z геометрия). Код имеет двумерную и трехмерную версии, адаптированные для решения специализированных задач, связанных с учитываемыми теплогидравлическими и физико-химическими процессами: DINCOR-DGR, DINCOR-SPR, DINCOR-HYDR и т.д.

Захлаживание расплава в ловушке обеспечивается отводом тепла к воде в теплообменниках. Кроме того, в ловушке размещен так называемый жертвенный материал (смесь легких оксидов Fe₂O₃ и Al₂O₃), взаимодействие расплава с которым обеспечивает снижение температуры и плотности кориума, уменьшение тепловых потоков на стенке теплообменника и гарантированную подкритичность расплава, а также минимизирует выход из ловушки водорода и радиоактивных продуктов деления.

Выводы

Проведенный анализ пассивных систем защиты от тяжелых аварий и методов их моделирования свидетельствует об актуальности проблемы и большой сложности высокотемпературных теплогидравлических процессов в многокомпонентных многофазных системах. Для нескольких вышерассмотренных ПСЗ определяющими являются процессы распространения расплава кориума в подреакторном пространстве с водой и легкоплавкими теплоемкими блоками для интенсивного теплосъема. Результаты проведенных экспериментальных и теоретических работ показали важность разработки адекватных математических моделей процессов смешения расплава с охладителем и застывания топлива.

Закономерности малоизученных процессов позволят правильно организовать пассивные системы защиты от тяжелых аварий на АЭС.

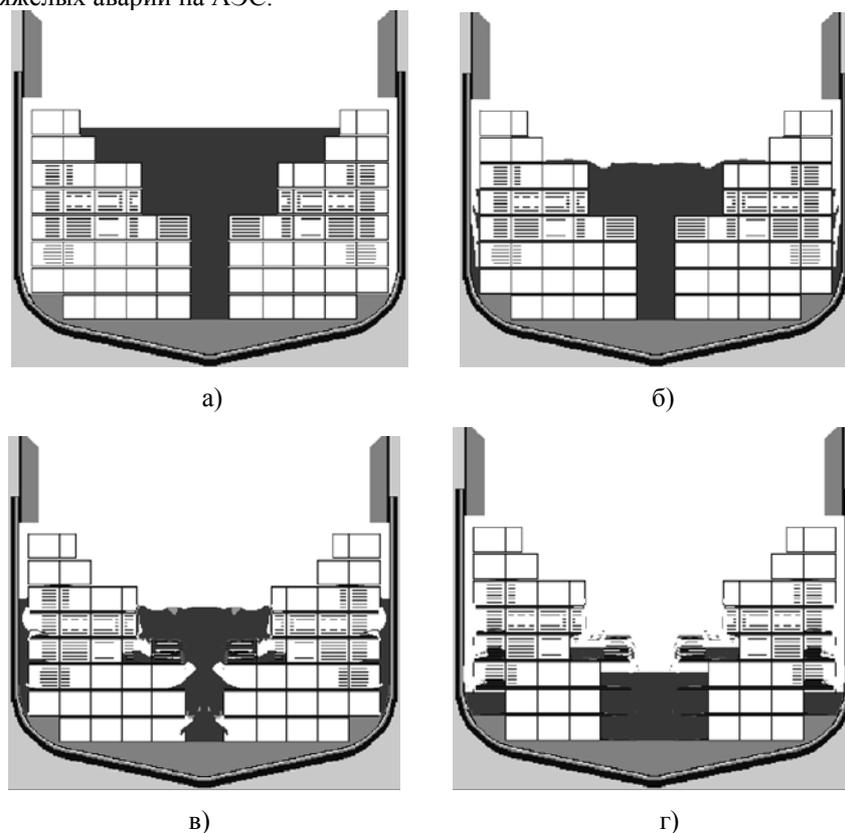


Рис. 6. Распространение кориума в устройстве локализации расплава АЭС с ВВЭР-1000:
 а) начальное состояние; б) фаза распространения кориума;
 в) начало разрушения блоков УЛР;
 г) заключительная фаза накопления кориума на днище

Литература

1. Казачков И.В., Али Хасан Могаддам. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС.- Монография.- Киев: НТУУ «КПИ».- 2008.- 172 с.
2. Sehgal B.R. Accomplishments and challenges of the severe accident research// Nuclear Engineering and Design.- 2001.- Vol. 210.- P. 79-94.
3. Казачков И.В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС// Ядерная и радиационная безопасность.- 2003.- № 1.- С. 25-34.
4. Hasan Moghaddam Ali, Kazachkov I.V. Modelling of the corium melt interaction with water and vapour during severe accidents at NPP/ 3rd WSEAS Intern. Conferences, Univ. Of Cambridge, February, 23-25.- 2008.- P. 71-76.
5. Asmolov V.V. Latest findings of RASPLAV Project/ Proc. OECD/CSNI workshop on in-vessel core debris retention and coolability.- 1998.- P. 34.
6. Bolshov L.A., et al. Numerical models of molten core spreading processes in nuclear reactor safety problems/ Proc. of the 4th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics.- Operations and Safety. April.- Taipei.- Taiwan.- 1994.- P.7.
7. Kolev N.I. Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis/ Proc. NURETH-9.- 1999.- P. 90-99.
8. 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.
9. Reactor risk reference document/ USNRC Report NUREG-1150.- U.S. Nuclear Regulatory Commission.- 1987.- 67 p.
10. Magallon D. et al. Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO/ Proc. NURETH-9.- 1999.- P. 53-55.

11. Kazachkov I.V., Paladino D. and Sehgal B.R. Ex-vessel coolability of a molten pool by coolant injection from submerged nozzles/ 9th Int. Conf. Nucl. Energy Devel. April 8-12, 2001. Nice, France.- P. 43-49.
12. Alsmeyer H., Farmer M., Ferderer F., Spencer B.W. and Tromm W. 1998. The COMET-Concept for Cooling of Ex-Vessel Corium Melts. CD-ROM Proc. of ICONE-6. San Diego, California. pp. 437-445.
13. Alsmeyer H. and 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.
14. Schulenberg T. and Mueller U. A Refined Model for the Coolability of Core Debris with Flow Entry from the Bottom/ 6th Information Exchange Meeting on Debris Coolability.- Univ. of California.- Los-Angeles.- 1984.
15. Бешта С.В., Витоль С.А., Крушинов Е.В., Грановский В.С и др. Кипение воды на поверхности расплава кориума в условиях тяжелой аварии ВВЭР// Теплоэнергетика.- 1998.- т. 45.- № 11.- С. 11-18.
16. 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.
17. Kazachkov I.V. and Konovalikhin M.J. A Model of a Steam Flow through the Volumetrically Heated Particle Bed// Int. J. of Thermal Sciences.- 2002.- Vol.41.- P. 1077-1087.
18. Kazachkov I.V., Konovalikhin M.J. and 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.
19. Konovalikhin M.J., Kazachkov I.V. and 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, USA, May 27 - June 1, 2001.- P. 37-43.
20. Sehgal B.R., Dinh T.N., Konovalikhin M.J., Paladino D. and Gubaidullin A.A. Experimental Investigations on Melt Spreading in One and Two Dimensions. Research Report for EU 4 Framework. Stockholm/Sweden.- 1998.- 145p.
21. Paladino D., Theerthan A. and Sehgal B.R. Experimental Investigation on Debris Coolability by Bottom Injection, ANS, Annual Meeting, Boston, USA.- 1999.- A.88.
22. Paladino D., Theerthan A., Yang Z.L. and Sehgal B.R. Experimental Investigations on Melt-Coolant Interaction Characteristics During Debris Cooling by Bottom Injection/ OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability.-Karlsruhe.- Germany, November.- 1999.- P. 169.
23. Kazachkov I.V., Paladino D. and Sehgal B.R. Ex-vessel coolability of a molten pool by coolant injection from submerged nozzles/ 9th Int. Conf. Nucl. Energy Devel. April 8-12, 2001.- Nice, France.- P. 67-75.
24. Paladino D., Kazachkov I.V., Sehgal B.R. and Theerthan A. DECOBI Experiments at RIT/NPS/ Second Half-Yearly Progress Meeting of ECOSTAR Project. REZ-Czech Rep., Jan.31-Feb.2, 2001.
25. Kazachkov I.V. Konovalikhin M.J. and Sehgal B.R. Coolability of melt pools and debris beds with bottom injection// 2nd Japanese-European Two-Phase Flow Group Meeting, Tsukuba, Japan, 2000.- P. 90-96.
26. Sehgal B.R., Dinh T.N., Green J.A. and Paladino D., Experimental Investigation on Vessel-Hole Ablation During Severe Accidents, Research Report for SKI-Swedish Nuclear Power Inspectorate. Stockholm/Sweden.- 1997.- 123 p.
27. Sehgal B.R., Paladino D., Theerthan A., Kazachkov I., Phenomenological studies on melt coolability by bottom injection during severe accidents. KTH Report, 2001.- 97p.
28. Haraldsson H.O., Kazachkov I.V., Dinh T.N. and Sehgal B.R. Analysis of thin jet breakup length in immiscible fluids/ Abstr. 3rd Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24-26 May, Montreal, Canada.- P. 43-47.
29. Park H.S., Kazachkov I.V., Sehgal B.R., Maruyama Y. and Sugimoto J. Analysis of plunging jet penetration into liquid pool with various densities// Abstr. 3rd Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24-26 May, Montreal, Canada.- P. 56-59.
30. Kazachkov I.V., Dinh T.N., Haraldsson H.O. and Sehgal B.R. Non-linear mathematical model of a thick jet penetration into liquid pool. Report NPS Div., Royal Inst. of Technol. Sthlm.- 1999.- 23 p.
31. Spindler B., Brayer C., De Cecco L. and Pineau D. Assessment of thema code against spreading experiments/ OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability.-Karlsruhe.- Germany, November.-

- 1999.- P. 176.
32. Okkonen T. Melt-Water Interactions in a reactor containment: from integrated assessment to phenomenological studies/ Ph.D. thesis.- RIT/NPS.- Stockholm.- 1998.- 85p.
 33. Bradley D.R. Modeling of heat transfer between core debris and concrete/ Proc. 25th National Heat Transfer Conf.- Huston, TX.- 1988.- P. 132-135.
 34. Levy S. Heat transfer during molten corium-concrete interactions// Int. J. Nuclear Engineering and Design.- 1994.- 151.- P. 235-246.
 35. Калванд Али, Широков С.В., Казачков И.В. Система локализации расплава на реакторах ВВЭР-1000 нового поколения// Энергетика.- 2008.- № 1.- С. 11-17.
 36. Накорчевский А.И. Гетерогенные турбулентные струи.- Киев: Наук. думка.- 1980.- 142с.
 37. Игнатъев А.И., Киселёв А.Е., Семенов В.Н., Стрижов В.Ф., Филиппов А.С. ГЕФЕСТ: численное моделирование процессов в нижней части реактора ВВЭР при тяжёлой аварии. Препринт ИБРАЭ № ИБРАЭ-2003-13 М.- 2003.- 31с.
 38. Удалов Ю.П., Морозов Ю.Г., Гусаров В.В., и др. Расчётное и экспериментальное исследование взаимодействия расплава кориума с жертвенным материалом// Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР.- Тр. н.-практ. семинара.- С.-Петербург, 12-14 сент. 2000.- С. 161.
 39. 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-ой Всерос. н.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР».- Подольск, 19–23 ноября 2001.- С. 111 – 112.