

УДЕРЖАНИЕ КОРИУМА В КОНТЕЙНМЕНТЕ В ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ НА АЭС

Введение

Удержание ядерного топлива во время тяжелой аварии внутри контейнента – непереносимое требование проектирования и эксплуатации любой современной АЭС. Поэтому исследованию и разработке этой проблемы посвящено много работ [1-19]. В реакторах 3-го поколения, которые должны сменить эксплуатируемые реакторы 2-го поколения, требуется наличие пассивной системы безопасности (ПСБ). В случае тяжелой аварии с разрушением корпуса реактора и выходом кориума (ядерного топлива с элементами расплавленных конструкций, бетона и т.п.) в помещенные контейнента ПСБ должна без участия человека и автоматики локализовать топливо и предотвратить его выход за пределы контейнента.

Без исследования теплогидравлических процессов невозможно разобраться в их взаимодействии во время протекания тяжелой аварии. Так, расплав топлива с температурой 2000-3000°C способен сжечь и расплавить конструкции, бетонные стены, пол и т.п., образуя новые соединения, имеющие неизвестные физические свойства. Многие процессы во время тяжелых аварий происходят в условиях, когда поведение материалов не изучено, а сами процессы относятся сразу к нескольким разделам современной науки: нейтронная физика, высокотемпературная физико-химия, механика многофазных сред и т.д. Моделирование процессов помогает прояснить ситуацию. В статье исследовано современное состояние проблемы моделирования удержания кориума в контейненте во время тяжелых аварий и приведены наиболее серьезные нерешенные проблемы.

1 Основные сценарии протекания тяжелых аварий в контейненте

Важной особенностью тяжелых аварий является то, что при потере охладителя активной зоны развитие аварии – это последовательность состояний АЭС, в которой каждое последующее усугубляется большим разрушением барьеров безопасности, чем предыдущее. Для каждого состояния аварии важно определить цель безопасности, на достижение которой направлены меры по управлению аварией. Так, моделирование первой стадии развития аварии, ведущей к деградации активной зоны, сопровождается процессами осушения и разогрева активной зоны, эскалацией температуры за счет паро-циркониевой реакции, выходом водорода и продуктов деления, плавлением оболочки и топлива.

Следующий этап моделирования тяжелой аварии – разрушение корпуса реактора. Этой стадии предшествует образование энерговыделяющего бассейна расплава на днище корпуса, формирующего тепловые нагрузки на корпус. Цель управления – удержать расплав внутри корпуса. В основе моделирования растекания кориума и его удержания в контролируемом охлаждаемом состоянии – изучение многофазных многокомпонентных течений, осложненных высокотемпературным тепло- и массообменом, фазовыми превращениями, химическими реакциями и т.п. Эти задачи лежат на стыке многих современных наук и являются малоизученными. Проблема моделирования тяжелых аварий связана с исследованием физико-химического и т.п. взаимодействия высокотемпературного расплава кориума и всех материалов, которые образовались в реакторе во время аварии.

В одном из шведских реакторов предусмотрен сценарий аварии с выходом кориума из разрушенного реактора в виде струи в подреакторное пространство с водой. При входе струи в воду происходит интенсивное испарение воды (возможно, паровой взрыв). Затем струя дробится на капли, которые, остывая, образуют твердые частицы. Энергия расплава кориума гасится при взаимодействии с водой за счет интенсивного парообразования, нагрева пара и дробления струи и частиц. А далее возникает проблема последующего охлаждения слоя частиц радиоактивного кориума с внутренними тепловыделениями. Целостность контейнента – одна из главных задач безопасности АЭС, хотя проблема устойчивости корпуса реактора не менее важна. Так, внешнее охлаждение реактора в американском реакторе AP-600 [2] было установлено в контейненте АЭС в Ловизе [4].

При аварии в контейнменте различают начальную и конечную стадии - совершенно разные, поскольку источник радиоактивного аэрозоля в контейнменте затухает экспоненциально со временем из-за осаждения аэрозоля на внутренних поверхностях, а также из-за растворения его в воде. Пар удаляет 99,9% аэрозоля из атмосферы контейнмента за 4...6 часов. Этот интервал времени считают начальной стадией аварии в контейнменте. По особенностям протекания начальной стадии USNRC определила [10] причины, которые могут повлечь раннее разрушение контейнмента в LWR: прямой нагрев от топлива из разрушенного реактора; взрыв водорода; паровой взрыв внутри или снаружи реактора, а также другие, специфические для других типов ядерных реакторов.

Конечная стадия возможна, если удержана целостность контейнмента более 4-х часов после проникновения радиоактивных материалов в контейнмент. Это возможно, если теплосъем (вентиляционные охладители в PWR и гасительный бассейн в BWR) работал исправно в начальной стадии аварии. Процессы, опасные для разрушения контейнмента: интенсивное парообразование охлаждаемым водой расплавом кориума, постепенное повышение давления из-за нагревания атмосферы в контейнменте, генерация неконденсирующихся газов при взаимодействии кориума с бетоном. Для позднего этапа аварии в контейнменте наиболее серьезными проблемами являются [3]:

- растекание расплава по полу контейнмента;
- абляция бетона при прямом контакте с высокотемпературным расплавом кориума;
- охлаждение расплава (и частиц топлива после их затвердевания);
- генерация неконденсирующихся газов; стабилизация и прекращение аварии.

Много было работ по прямому нагреву контейнмента, например [11, 12]. Но строгих исследований физики процессов было мало. По проблеме смешения водорода [13, 14] установили: смешение происходит интенсивно, из-за чего локальные неоднородности быстро сглаживаются, кроме случая наличия термальной стратификации, сложного для исследований, особенно - расчетных, ввиду неустойчивости решения краевой задачи при больших числах Рейля. Экспериментальное исследование взрыва водорода выполнено в [15, 16]. Детонация водорода возможна [15] лишь в больших объемах, и только для хорошо перемешанных смесей с величиной расширения выше критической, определяемой числами Зельдовича и Льюиса. Определение влияния различных параметров остается невыясненным.

В ряде работ выводы тривиальные [17]: средний размер частиц при распаде струи в воде меньше в случае переохлажденной воды. Это ясно и без исследований: более холодная вода даст более резкий температурный градиент и, как следствие - более интенсивный тепловой поток. А это, в свою очередь, вызывает более резкое повышение давления пара и далее - интенсификацию дробления капель. Другой такой "результат": тонкая пленка на поверхности капли сильно затрудняет ее последующее дробление. Известный факт из теории дробления струй и капель, как качественно, так и количественно хорошо изученный [18, 19].

Расплав ядерного топлива, в основном, смесь UO_2-ZrO_2-Zr , фазовая диаграмма которой отличается разницей температур ликвидуса и солидуса порядка 200...300 градусов. А смесь UO_2-ZrO_2 имеет эту разницу в пределах 50...75 градусов. Еще сложнее с расплавом кориума, где неизвестно, сколько каких примесей из конструкций, бетона и т.д. в каждом случае. Два упомянутых расплава отличаются принципиально. При большой разнице температур ликвидуса и солидуса область, занятая расплавом с затвердевшими в результате его охлаждения водой частицами, широкая. И дробление этой кашеобразной среды затруднено.

Эксперименты по паровому взрыву при охлаждении расплава, моделирующего ядерное топливо, в лабораториях в Испре [20, 21], Стокгольме [22, 23] и других выявили следующее:

- струи расплава UO_2-ZrO_2 , распространяющиеся в переохлажденной воде и вблизи температуры насыщения при нормальном давлении паровых взрывов не производят;
- струи Al_2O_3 дают сильные паровые взрывы в переохлажденной воде при нормальном давлении, а в воде с температурой вблизи насыщения - лишь при малых порциях струй;
- струи расплава с высокой энтальпией даже при невысокой температуре дают мощные паровые взрывы, разрывающие установку, разбрызгивающие расплав в контейнменте.

В первом случае результаты свидетельствуют о недостаточной энергии струи для парового взрыва. Тогда как в двух случаях с Al_2O_3 и Pb взрывы могли быть значительными. Данная проблема, по сути, еще не исследована, поскольку выводы [20, 21] слишком простые и умозрительные. А работы [22, 23] посвящены исследованию смешения расплава с водой и паром, и об этой проблеме там сделано лишь попутное замечание.

Большое значение выявила сегрегация примесей окисла урана в расплаве [24], которая может привести к росту концентрации окисла урана вблизи дна, что влияет на позднюю фазу аварии, поскольку процесс медленный. Это подтверждается корреляцией температур с измеренными в тестах на прототипе ядерного топлива.

Охлаждение слоя расплава, взаимодействующего с бетонным основанием, водой сверху изучали [25] в квадратных бассейнах разных размеров и высоты. Расплав содержал окислы урана, циркония, цирконий и некоторые составляющие бетона. Генерация тепла моделировалась электронагревателями. Во всех тестах наибольший тепловой поток был через боковые стенки, как только твердая корка образовывалась сверху, закрепляясь на боковых стенках бассейна. Корка понижала теплоотдачу с 2 до 0,1 МВт/м², что меньше внутренних тепловыделений в расплаве. Были выявлены "три модели теплообмена": начальный контакт расплава с водой; теплопроводность через корку сверху; прорывы расплава в воду, когда тепло, сгенерированное в расплаве, превысит отведенное через корку.

Первые две - констатация простых физических ситуаций. Моделей здесь не видно. О третьей можно догадаться без экспериментов. Интересно замечание, что в прототипе бассейн имеет размеры в несколько метров, корка ломается под действием собственного веса, процесс идет интенсивнее. Его-то и надо было исследовать. Данная концепция работает плохо и вряд ли будет внедрена. Более перспективный способ охлаждения предложен в Германии, на установке COMET [26]. Большой бассейн воды (под статическим напором) располагается под бетонным основанием, в котором имеются каналы для выхода воды. Сверху располагается бетонная плита толщиной несколько сантиметров (жертвенный слой). Попадание бетона в расплав предохраняет от парового взрыва при внедрении струй воды.

Струи, поступающая в слой расплава снизу, интенсивно испаряются, пар идет вверх через расплав. Интенсивное смешение пара и расплава способствует усилению теплообмена и равномерному по объему расплава появлению затвердевших частиц топлива. При последующем охлаждении расплава образуется пористый материал, который в дальнейшем можно охлаждать пропусканием воды. Крупномасштабные эксперименты проведены с Al₂O₃ и расплавом железа. Концепция показала высокую эффективность, поэтому в проекте новой конструкции контейнента FZK она положена в основу конструкции улавливателя корюма после разрушения корпуса реактора. Паровых взрывов не наблюдалось, что объясняется добавками в расплав аблирующего бетона до начала внедрения водяных струй.

2 Проблемы создания систем пассивной защиты от аварий

Перспективное направление развития современных АЭС - создание ПСБ, работающих без использования активных элементов (насосы, электрически управляемые задвижки и т.п.). Так, в реакторной установке СПБАЭП третьего поколения ВВЭР-640 использование ПСБ является концептуальной особенностью. При повышении температуры внутри контейнента тепло отводится через стенку металлической оболочки к воде коробов, и начинается естественная циркуляция воды через короба и БАОТ с ее последующим кипением. Для обоснования конструктивных решений по ПСБ проведены исследования на базе АООТ "НПО ЦКТИ". Для численного моделирования систем в СПБАЭП созданы компьютерные программы SPOT-AEP и SPAS-AEP, а в НИТИ программа PARNAS. SPAS-AEP и PARNAS прошли аттестацию в ГАН РФ. При этом PARNAS легла в основу программы КОРСАР (наиболее совершенная в России по теплогидравлическим процессам).

Комплексное исследование ПСБ ведется на крупномасштабном стенде (КМС) на базе НИТИ по проекту СПБАЭП. Стенд моделирует реакторную установку, контеймент и системы безопасности ВВЭР-640 в масштабе 1:27 и является одним из крупнейших в мире. Эксперименты позволяют провести верификацию российских компьютерных кодов, включая КОРСАР, РАТЕГ и КУПОЛ, созданных по заказу и при участии СПБАЭП.

Одна из наиболее успешных идей Европейского реактора с водой под давлением (EPR) 3-го поколения, снабженного ПСБ в контейменте, исследовалась многими лабораториями: в Карлсруэ, в Королевском технологическом институте и др. [22, 23, 27-31]. Для реакторов водородного типа, составляющих основу мировой атомной энергетики, наибольшую опасность представляют аварии с разрушением системы охлаждения активной зоны, сопровождаемые плавлением ядерного топлива и образованием больших количеств водорода при взаимодействии паров воды с расплавляющимися циркониевыми оболочками топливных стержней. На предотвращение их возникновения и локализацию последствий нацелены технические решения

для повышения безопасности АЭС следующего поколения.

В мире задействованы большие средства на решение проблемы локализации последствий тяжелых аварий на АЭС. Созданы установки, моделирующие различные процессы при образовании кориума, его взаимодействии с конструкционными материалами, с водой, а также моделирующие условия его нагрева и теплообмена. Выделяемая при распаде тепловая мощность составляет для реактора типа ВВЭР-1000 около 30 МВт. Хотя мощность остаточного энерговыделения примерно через сутки снижается в 3 раза, в сравнении с динамикой разрушительных процессов она может считаться квазистационарной.

Без охлаждения температура кориума, уже превышающая 2000°C, будет расти более 1500°C/ч. Такой разогрев вызовет превышение температуры плавления всех материалов. Через 10 минут начнут кипеть железо и хром, а через час - оксиды урана, плутония и других тугоплавких материалов. По принятым для оценки работоспособности ПСБ критериям выход на указанные температуры недопустим. Иначе кориум может пройти все барьеры контейнента (сталь, бетон и т.д.) и вынести в окружающую среду десятки миллионов Кюри радиоактивности, как в ЧАЭС. Длительный разогрев кориума опасен концентрацией плутония, накопление которого в процессе работы реактора составляет до 500 кг (десятки критических масс). При переходе на современные виды топлива типа МОКС (исходно представляющих смесь соединений урана и плутония) опасность возрастает.

Считается, что расплав оксидов урана, плутония и циркония расположится в донной части реактора, а металлический слой, в котором основным компонентом будет расплавленное железо, как более легкая фракция, займет верхнюю часть. При высоких температурах нагреваемый металлический слой кориума после его стратификации за счет различного удельного веса составляющих будет интенсивно взаимодействовать с водяным паром, заполняющим контеймент после аварии, или с поступающей (подаваемой) в ловушку водой. При этом образуется водород, накопление которого свыше предела приводит к неизбежному разрушительному взрыву, на который контейменты не рассчитаны.

Ловушка фирмы Сименс (рис. 1) в проекте Европейского ядерного реактора (EPR) имеет приемную область площадью 170 м² для расплава кориума после его истечения из разрушенного во время тяжелой аварии корпуса реактора.

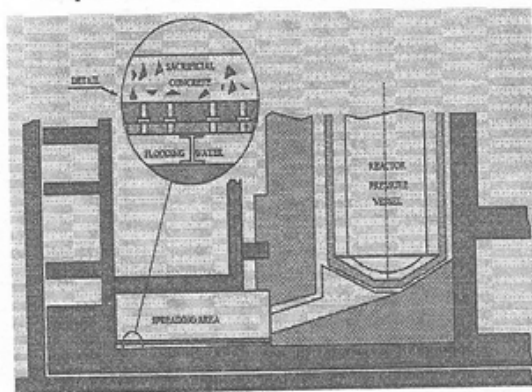


Рис. 1. Концепция ловушки EPR

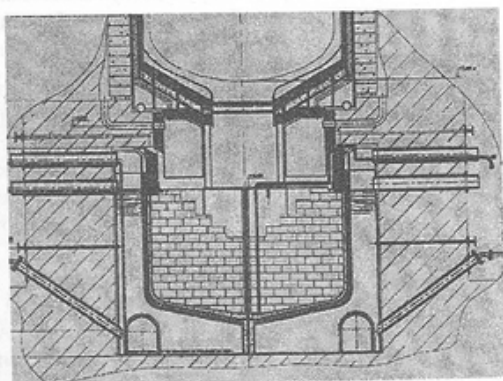


Рис. 2. Схема устройства локализации расплава активной зоны

В плите - сеть отверстий 80x80 мм высотой 50 мм для подачи воды из емкости под плитой. В нормальном состоянии отверстия закрыты пластиковыми пробками, которые сгорают при температуре 500°C, открывая каналы для подачи воды в расплав под действием статического давления в емкости. Устройство охлаждения покрыто слоем керамики Al₂O₃ высотой 50 мм. А выше этого слоя — 15-сантиметровый слой жертвенного бетона из боросиликатного стекла, удовлетворяющего требованиям: улучшение текучести расплава кориума за счет снижения его вязкости; понижение температуры кориума ниже 2000°C; долговременное связывание продуктов распада; окисление возможно присутствующего в кориуме циркония для предотвращения его агрессивного воздействия на конструкции.

Эксперименты, проведенные в Швеции, показали беспрепятственное растекание кориума на неохлаждаемой подложке. Останавливается поток примерно в том месте, где потеряет половину

энтальпии за счет его охлаждения при растекании. Даже при небольшом превышении температуры над температурой плавления вязкость расплава корнума незначительно отличается от вязкости воды, а большая (на порядок выше, чем у воды) плотность создает инерционные особенности растекания.

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 опасные для локализации корнума явления. Главное - не допустить скопления тяжелой урансодержащей части расплава на дне, где тепло плохо отводится и корнум может проплавливать материалы под ним: теплоизоляцию, металлоконструкции и затем бетон с выходом из контейнента в грунт.

Вопрос выбора жертвенных материалов пока однозначно не решен, хотя работа ведется уже более 10 лет. Одна из основных причин - невозможность обосновать свойства и поведение системы UO_2-ZrO_2 - «жертвенный материал» ввиду отсутствия данных по таким тройным системам. На данной стадии остановились на смеси оксидов железа Fe_2O_3 и кремния SiO_2 . Указанные трудности данной концепции защиты вызывают сомнение в том, что ее удастся обосновать, однако ряд теплогидравлических проблем успешно решен.

В результате работ организаций России (НИТИ, СП АЭП, ИБРАЭ РАН, НПО «Луч») под научным руководством Курчатова Института впервые в мире на Таньваньской АЭС с ВВЭР-1000 в Китае реализована концепция удержания расплава активной зоны в ограниченном объеме шахты реактора (устройство локализации расплава, см. рис. 2).

3 Исследование растекания расплава корнума и его охлаждения

За 20 лет после аварии на ЧАЭС проведено много работ по моделированию сложных многофазных потоков в условиях высокотемпературного теплообмена [1-4, 6-9, 22-24, 27, 29-32]. Это связано с обоснованием различных ПСБ и их элементов на основе моделирования теплогидравлических процессов при взаимодействии расплава с водой и конструкциями [30-36]. Значительная часть посвящена моделированию сценариев тяжелых аварий на АЭС.

Так, в проекте DECOSI Королевского технологического института (Стокгольм) проведено моделирование взаимодействия расплава с водой, подаваемой в слой снизу [23, 24]. Для этого в экспериментах использован ряд моделирующих жидкостей с различными свойствами, представленными в таблицах 1 и 2:

Таблица 1

Физические свойства жидкостей, моделирующих бассейн корнума

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

Таблица 2

Физические свойства жидкостей, моделирующих охладитель

	Плотность ρ , кг/м ³	Динамический коэффициент вязкости μ , Н·с/м ²	Удельная теплоемкость c_p , Дж/(кг·К)	Температура испарения, К	Удельная теплота парообразования λ_{21} , Дж/кг
вода	0,6	10 ⁻³	4200	373	2·10 ⁶
пентан	2,1	2,4·10 ⁻⁴	2300	309	0,36·10 ⁶
азот	1,1	1,8·10 ⁻⁴	1820	77	0,2·10 ⁶

Проведены серии экспериментов: низкотемпературные, средней и высокой температуры - для исследования влияния свойств жидкостей, варьируемых в широком диапазоне, с целью установления закономерностей перемешивания жидкостей и их влияния на гидродинамику и теплообмен. Так, в экспериментах с расплавами средней и высокой температуры плавления были взяты свинец, имеющий сравнительно невысокую температуру плавления, но высокую энтальпию и плотность, и бинарный оксид, содержащий 30 весовых частей CaO и 70 весовых частей B_2O_3 . А в экспериментах с высокотемпературными расплавами была взята смесь: эвтектический бинарный

оксид $\text{CaO}+\text{WO}_3$ и неэвтектика $\text{MnO}_2+\text{TiO}_2$, имеющая более низкую вязкость по сравнению с $\text{CaO}+\text{B}_2\text{O}_3$, вследствие чего удалось достичь гораздо лучшего перемешивания расплава с охладителем и образования более пористой структуры при застывании расплава в бассейне.

Моделирование многофазных течений и высокотемпературного критического теплообмена в разных сценариях тяжелых аварий и вариантах ПСБ проводилось во многих лабораториях мира. В экспериментах, как правило, процесс смешения расплава и охладителя снимался на видео и скоростную фотокамеру, а данные о температуре и расходе охладителя регистрировались в динамике. Примеры измерений и фотографии процессов даны на рис. 3-5 для низкотемпературных моделирующих жидкостей [22, 23]:

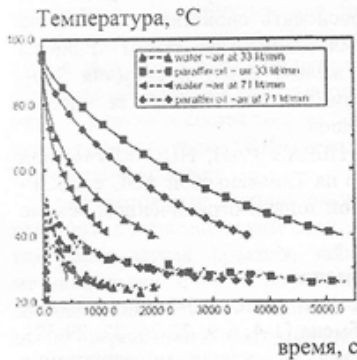


Рис. 3. Температуры жидкости и охладителя

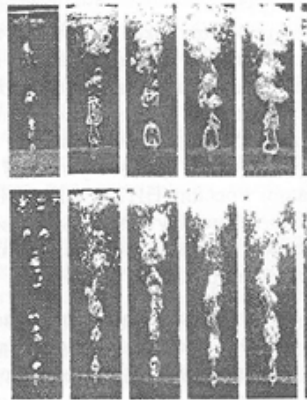


Рис. 4. Картина смешения жидкости и охладителя

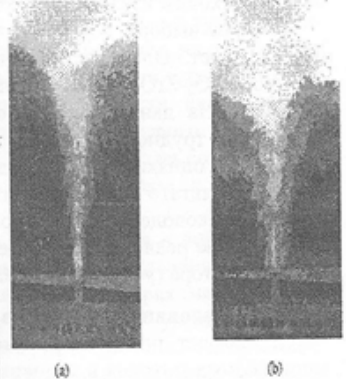


Рис. 5. Картина смешения пара с расплавом

На рис. 4 диаметр сопла равен $D=6,0$ мм. Слой воды в бассейне высотой $L=20$ см (верхний ряд) и $L=40$ см (нижний ряд). Расход подаваемого охладителя (слева направо): 1,53; 6,33; 11,5; 17,0; 22,6; 33,0; 47,6 л/мин. Бурное смешение вблизи поверхности, где охладитель выходит из слоя жидкости, видно в обоих случаях. Видно также влияние глубины слоя на структуру течения, которая в более глубоком слое отличается более спокойным характером.

Изменение температуры в слое, как показано на рис. 3, плавное. А вдуваемый в слой охладитель почти сразу нагревается и далее после выхода из слоя охлаждаемой жидкости медленно, плавно остывает в окружающей среде. На рис. 5 представлено смешение пентана, подаваемого в слой воды снизу. Температура испарения пентана 39°C , перегрев 20 градусов. Температура воды держалась на уровне $75...95^\circ\text{C}$. Диаметр сопла $D=6,0$ мм. Слой воды высотой $L=20$ см, расходы охладителя и температура воды в бассейне, соответственно, равны: 0,5 л/мин, $T=75^\circ\text{C}$ (а), 0,5 л/мин, $T=95^\circ\text{C}$ (в), 1,0 л/мин, $T=95^\circ\text{C}$ (с).

Кроме того, проведена серия экспериментов с подачей воздуха в качестве охладителя в бассейн неэвтектического расплава соли $80\% \text{NaNO}_3 - 20\% \text{KNO}_3$. Параметры этой системы следующие: $T_{\text{сол}} = 220^\circ\text{C}$, $T_{\text{лик}} = 278^\circ\text{C}$ и $\rho_{\text{лик}} = 1880 \text{ кг/м}^3$, откуда видно, что разница между температурами ликвидуса и солидуса расплава используемой соли составляет 58°C . Образцы пористой структуры соли, застывшей при пропускании через слой расплава охладителя, показали, что пористая структура неоднородная. Это видно также из распределения температур: где соль сразу застыла вблизи сопла, там температура осталась равной температуре охладителя. Где идет постепенное охлаждение и застывание, там вначале подъем температуры охладителя в контакте с горячим расплавом, а затем постепенное убывание температуры в остывающей соли. А где контакт охладителя с расплавом быстро прекращается из-за появления застойных зон в расплаве, куда не попадает охладитель, там температура падает очень медленно, долгое время оставаясь высокой.

Аналогичные данные приведены на рис. 6, 7 для расплава свинца. По ним видна картина резкого охлаждения и грубой, неравномерной структуры после застывания, свидетельствующей о резком охлаждении лишь в отдельных областях и низкопористой структуре, получаемой в результате застывания. На структуру получаемого пористого материала влияют комплекс свойств расплава и охладителя и их соотношение:

- энтальпия, определяющая количество теплоты при заданной температуре;

- теплопроводность, определяющая скорость охлаждения;
- вязкость и расход, определяющие режимы смешения расплава и охладителя;
- плотности, определяющие перемешивание наряду с инерционными силами;
- удельная теплота фазового перехода и т.д.

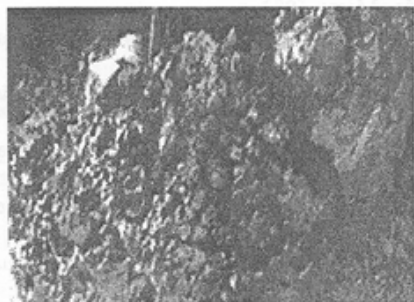


Рис. 6. Расплавы свинца после застывания

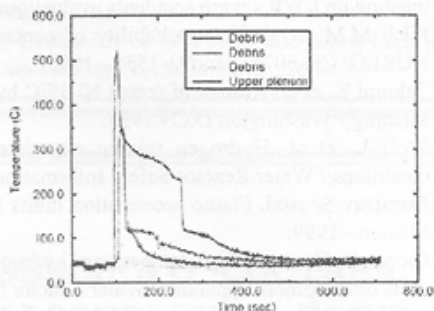


Рис. 7. Распределения температуры в бассейне

Многочисленные экспериментальные данные систематизированы и получили хорошее совпадение с проведенными расчетами струйного смешения охладителя с расплавом с учетом теплопередачи и солидификации. В общей постановке задача очень сложная и пока полной замкнутой системы уравнений для ее моделирования не получено. Особенно трудно учитывать спонтанное застывание в области в условиях постоянного перемешивания фаз и повторного расплавления части уже застывших фрагментов и т.п.

Другой важной задачей, исследованной теоретически и экспериментально в Королевском технологическом институте, было моделирование течения пара через образовавшуюся вышеописанным (или иным другим) способом пористую структуру [32, 33, 35]. Эта задача важна для дальнейшего управления тепловым режимом топлива после его застывания, для съема постоянно генерируемого тепла вследствие распада топлива в пористой структуре.

Выводы

При моделировании тяжелых аварий наиболее важный вопрос: как остановить аварию или локализовать ее последствия в контейнменте? Отсюда актуальная задача – охлаждение ядерного расплава. Несколько возможных сценариев охлаждения расплава в контейнменте и его дальнейшего удержания в подкритическом состоянии внутри контейнмента рассмотрено в работе. При этом главное внимание сосредоточено на проблеме моделирования гидродинамических и тепловых процессов в многофазных системах для выявления особенностей физических явлений, в частности, аномального локального разогрева, которые могут оказывать значительное влияние на систему защиты от аварии.

Литература

1. Казачков И.В. Современное состояние и проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС// Ядерная и радиационная безопасность.- 2003.- № 1.- С. 25-34.
2. Theofanous T.G., et al. In-vessel coolability and retention of core melt/ DOE/ID-10460.- 1995.
3. Sehgal B.R. Accomplishments and challenges of the severe accident research// Nuclear Engineering and Design.- 2001.- Vol. 210.- P. 79-94.
4. Kymalainen O., et al. In-vessel retention of corium at the Loviisa Plant// Nuclear Engineering and Design.- 1997.- Vol. 169.- P. 109-130.
5. McDonald P. E., Buescher B. J., Hobbins R. R., et al. PBF severe fuel damage program: results and comparison to analysis/ Proc. Int. Meeting on LWR Accident Evaluation.- Cambridge.- Massachusetts.- 1983.- Paper 1.7.
6. Asmolov V.V. Latest findings of RASPLAV Project/ Proc. OECD/CSNI workshop on in-vessel core debris retention and coolability.- 1998.
7. Bolshov L.A. et al. Numerical models of molten core spreading processes in nuclear reactor safety problems/ Proc. 4th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics.- Operations and Safety. April.- Taipei.- Taiwan.- 1994.
8. Kolev N.I. Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis/ Proc. NURETH-9.- 1999.

9. 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.
10. Reactor risk reference document/ USNRC Report NUREG-1150.- 1987.
11. Denny V.E., Sehgal B.R. Analytical prediction of core heat up/liquefaction/slumping/ Proc. Int. meeting on LWR severe accidents evaluation.- Cambridge Mass.- 1983.
12. Pilch M.M. et al. The probability of containment failure by direct containment heating in Zion/ NUREG/ CR-6075, Sand93-1535.- 1993.
13. Takumi K. et al. Results of recent NUPEC hydrogen related tests/ Water Reactor Safety Information Meeting.- Washington D.C.- 1993.
14. Wolf L. et al. Hydrogen mixing experiments in the HDR containment under severe accident conditions// Water Reactor Safety Information Meeting.- Washington D.C.- 1993.
15. Dorofeev S. et al. Flame acceleration limits for nuclear safety applications/ CSARP Meeting.- New Mexico.- 1999.
16. Ciccarelli G. et al. High temperature hydrogen-air steam detonation experiments in the BNL small scale development apparatus/ Water Reactor Safety Inf. Meet.- Washington D.C.- 1993.
17. Sehgal B.R. et al. Experiments and analyses of melt jet impingement during severe accidents/ Proc. NUTHOS-5.- Beijing.- China.- 1997.
18. Колесниченко А.Ф., Казачков И.В., Водянюк В.О., Лысак Н.В. Капиллярные МГД-течения со свободными границами.- Киев: Наук. думка.- 1988.- 176 с.
19. Gorislavets Yu.M., Kazachkov I.V., Kolesnichenko A.F., et al. Controlled decomposition of a liquid metal jets and films in technological and power devices/ Liquid metal MHD flows.- Kluwer Acad. Publ.- Holland.- 1989.- P. 293-298.
20. Huhtiniemi I., Magallon D. Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS/ Proc. NURETH-9.- 1999.
21. Magallon D. et al. Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO/ Proc. NURETH-9.- 1999.
22. 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. Nice, France.- 2001.
23. Paladino D., Kazachkov I.V., Sehgal B.R. and Theerthan A. DECOBI Experiments at RIT/NPS/ 2nd Half-Yearly Progress Meet. ECOSTAR Pr. REZ-Czech Rep., Jan.-Feb.- 2001.
24. Froment K., Seiler J.M. Importance of a strong coupling between phys-chemistry and thermal hydraulics for modeling late phases of severe accidents in EWRs/ Proc. NURETH-9.- 1999.
25. Sehgal B.R. et al. MACE project overview/ Proceedings of the OECD Meeting on Core Debris Concrete Interaction.- Karlsruhe.- Germany.- 1992.
26. Alsmeyer H., Spencer B., Tromm W. The COMET-concept for cooling of ex-vessel corium melts/ Proc. of ICON-6.- May 10-15.- San Diego.- 1998.
27. Tromm W., Alsmeyer H. and Schneider H., 1993. Fragmentation of Melts by Water Inlet From Below. NURETH-6 Grenoble, France.
28. 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.
29. Schulenberg T. and Mueller U. A Refined Model for the Coolability of Core Debris with Flow Entry from the Bottom/ 6th Inf. Exchange Meeting on Debris Coolability.- UCLA.- 1984.
30. Tung V.X. and Dhir V.K. Finite Element Solution of Multi-Dimensional Two-Phase Flow Through Porous Media with Arbitrary Heating Conditions// Int. J. Multiphase Flow.- 1990.- Vol. 16.- No. 6.- P. 985-1002.
31. Stubos A.K. and Buchlin J.-M. Analysis and Numerical Simulation of the Thermohydraulic Behavior of a Heat Dissipating Debris Bed During Power Transients// Int. J. Heat Mass Transfer.- 1993.- Vol. 36.- No. 5.- P. 1391-1401.
32. 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, 1077-1087.
33. Kazachkov I.V., Konovalikhin M.J. and Sehgal B.R. Dryout Location in a Low-porosity Volumetrically Heated Particle Bed// J. Enhanced Heat Transfer. 2001.- Vol.8, no.6, p.397-410.
34. Park H.S., Kazachkov I.V., Sehgal B.R., Maruyama Y. and Sugimoto J. Analysis of Plunging Jet

Penetration into Liquid Pool in Isothermal Conditions/ ICMF 2001: Fourth International Conference on Multiphase Flow, New Orleans, Louisiana, U.S.A., May 27 - June 1, 2001.

35. 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, U.S.A., May 27 - June 1, 2001.
36. Kazachkov I.V. Konovalikhin M.J. and Sehgal B.R. Coolability of melt pools and debris beds with bottom injection// 2nd Jap.-EU Two-Phase Flow Group Meeting, Tsukuba, Japan, 2000.
-
-