

Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий.

Часть 1

В реакторах третьего поколения наличие пассивных систем защиты от тяжелых аварий — обязательное требование, поэтому работа имеет важное значение для ядерной безопасности. Рассмотрено несколько таких систем, находящихся в разной степени завершенности, дан анализ теплогидравлических проблем и методы их решения для усовершенствования существующих систем или создания новых, более эффективных. Разработанные математические модели и проведенный анализ могут быть полезными при конструировании пассивных систем удержания расплава кориума в контейнменте после его выхода из разрушенного корпуса реактора.

Алі Калванд, І. В. Казачков

Проблема охолодження розплава кориуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 1

У реакторах третього покоління наявність пасивних систем захисту від тяжких аварій — обов'язкова вимога, тому робота має важливе значення для ядерної безпеки. Розглянуто декілька таких систем, що знаходяться в різних фазах завершеності, надано аналіз теплогідравлічних проблем і методи їхнього розв'язання для вдосконалення існуючих систем або створення нових, більш ефективних. Розроблені математичні моделі та проведений аналіз можуть бути корисними при конструюванні пасивних систем утримання розплава кориуму в контейнменті після його виходу з реактора.

При тяжелой аварии с разрушением корпуса реактора расплав кориума выходит в контейнмент (последний барьер безопасности), где пассивная система защиты (ПСЗ) без участия человека и автоматики должна надежно его удерживать в контролируемом охлаждаемом состоянии в течение расчетного времени. Для этого в реакторах третьего поколения (до 2020 г. они должны полностью заменить реакторы второго поколения) требуется наличие пассивной системы защиты от тяжелых запроектных аварий. Моделирование различных сценариев тяжелых аварий и поведения расплава кориума при его охлаждении в контейнменте имеет целью прояснить сложные особенности поведения системы, которые помогут успешно разрабатывать и использовать ПСЗ. Безопасность атомных электростанций — приоритетное направление ядерной энергетики при эксплуатации существующих и создании новых станций [1] — [11]. Под безопасностью АЭС понимают их способность предотвратить или ослабить отрицательное воздействие радиоактивных веществ и ионизирующего излучения на персонал, население и окружающую природу. Для укрепления позитивного отношения общественности к ядерной энергетике необходима разработка реакторов, обеспечивающих существенное повышение уровня безопасности путем качественного улучшения свойств «внутренней самозащищенности». Это достигается за счет широкого применения пассивных элементов [5] в системах безопасности при одновременном упрощении и удешевлении проектных решений и повышении единичной мощности энергоблоков.

Современный уровень развития науки и техники позволяет уверенно прогнозировать внедрение такой технологии АЭС, при которой ситуация с тяжелым повреждением реактора невозможна, т. е. невозможно создание причины недопустимых выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Эта технология получила название «Атомная энергетика, свободная от катастроф» или «АЭС четвертого поколения». АЭС, оснащенная такой технологией, в сочетании с конкурентоспособными экономическими характеристиками будет служить надежным источником энергии.

Протекание тяжелой аварии может сопровождаться не только разрушением активной зоны, или ее расплавлением, но и разрушением корпуса реактора, хотя это и крайне маловероятное событие. Эта стадия протекания тяжелой аварии наиболее опасна, так как в случае нарушения целостности герметичной оболочки в результате воздействия на нее высокотемпературного и химически активного расплава в окружающую среду будут поступать не только газообразные и аэрозольные радиоактивные продукты, но также жидкие и твердые компоненты расплава. Поэтому сохранение целостности контейнмента (последнего барьера безопасности) — задача первой важности. Момент разрушения корпуса реактора специфически опасен из-за сильных термомеханических воздействий на оборудование и строительные конструкции, расположенные внутри герметичной оболочки, которые, разрушаясь, оказывают опасное воздействие на саму оболочку. Теплофизические параметры разрушения корпуса реактора определяются внутренним давлением парогазовой среды в корпусе и температурой расплава. Чем выше эти два параметра, тем сильнее влияние на герметичную оболочку как самого расплава, так и разрушенного им оборудования и строительных конструкций.

В процессе взаимодействия расплава с конструктивными материалами и строительными конструкциями выделяются газы, которые:

увеличивают давление в герметичной оболочке; увеличивают тепловое и динамическое воздействие на герметичную оболочку при диффузионном горении или взрыве газовых смесей;

интенсифицируют процессы выноса радиоактивных аэрозолей;

ускоряют процессы разрушения строительных конструкций.

Поскольку одним из главных требований к ядерным установкам есть низкий уровень риска для населения и окружающей среды, для разработчиков реакторов важны детальные исследования модельных аварийных сценариев, хотя проектом обычно предусматривается прочный контейнмент, предназначенный для удержания всех радиоактивных материалов в случае тяжелой аварии [1] — [4], [9] — [16]. Контейнмент должен выдерживать давления, значительно превышающие расчетные для проектных аварий. Для населения тяжелая авария даже в случае разрушения корпуса реактора с выходом расплавленного топлива в контейнмент не является критической, если топливо в нем удерживается в контролируемом состоянии и не распространяется в окружающую среду. Главная проблема любой тяжелой аварии — охлаждение расплава кориума и удержание его в контролируемом состоянии в течение требуемого времени для принятия адекватных мер по управлению аварией. Если она решается в рамках контейнмента, радиоактивные вещества остаются внутри него. К сожалению, ЧАЭС и другие АЭС второго поколения не имели пассивных систем управления тяжелыми авариями.

Так как при аварии точное прогнозирование условий теплосъема невозможно, необходимо моделировать все гипотетические сценарии. Поэтому, несмотря на возможность остановки топлива в нижних помещениях (подреакторные помещения, парораспределительные коридоры и т. д.), ПСЗ рассчитывается на наихудшие условия. Моделирование процессов охлаждения растекающегося топлива позволит успешно решать данную проблему.

Удержание расплава кориума в контейнменте

Удержание расплава кориума во время тяжелой аварии внутри контейнмента — главное требование проектирования и эксплуатации ПСЗ любой современной АЭС [14] — [20]. В первое 10-летие после аварии на ЧАЭС большинство работ в мире сконцентрировалось на проблеме стойкости корпуса реактора. Но в следующее десятилетие фокус исследований сместился на проблему стойкости контейнмента: значительно большие площади растекания расплава в контейнменте снижают удельные тепловые потоки, упрощая решение проблемы надежного контролируемого охлаждения расплава. В настоящее время большинство исследователей поддерживают идею концентрации усилий на проблеме охлаждения кориума в контейнменте.

Контейнмент. Удержание целостности контейнмента в течение нескольких часов после начала тяжелой аварии снижает на порядки радиоактивность внутри контейнмента вследствие осаждения аэрозолей на полу и стенках. Поэтому в США для вновь строящихся АЭС рассматривается требование удержания целостности контейнмента в течение суток. В Германии продлено действие существующего закона, по которому контейнмент должен удерживаться в целостном состоянии постоянно [1], [17], [18], [20]. Удовлетворить таким высоким требованиям невозможно с позиций существующих консервативных подходов в оценке безопасности на этапах жизни

АЭС. Для этого необходимы детальные исследования и строго обоснованные, усовершенствованные методики оценки. Тяжелая авария — это расплавление активной зоны реактора с возможным последующим разрушением его корпуса, выходом расплавленного топлива в контейнмент и т. д. (рис. 1). Происходящие при этом физико-химические процессы отличаются сложностью, а многие теплогидравлические процессы происходят в условиях, когда поведение материалов не изучено, а сами процессы комплексные и находятся на стыке нескольких разделов современной науки: нейтронная физика, высокотемпературная физико-химия, механика многофазных сред, материаловедение и т. д. Моделирование таких процессов помогает прояснить ситуацию.

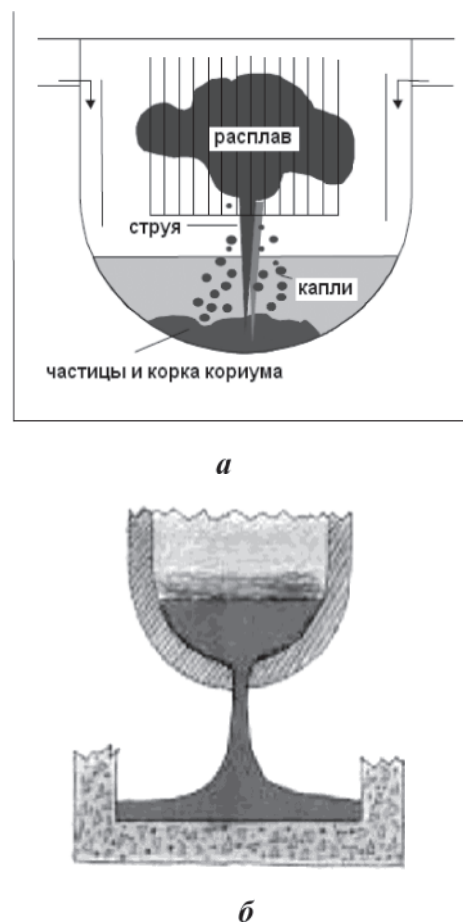


Рис. 1. Тяжелая авария на АЭС: растекание топлива в корпусе реактора (а) и в контейнменте (б)

Энергия расплавленного топлива гасится посредством взаимодействия расплава с водой, интенсивного парообразования, нагрева пара, а также расплавления блоков с высокой теплоемкостью. Проблема локализации кориума, на решение которой направлена настоящая работа, имеет ключевое значение для сохранения последнего инженерного барьера на пути распространения радиоактивных продуктов. Разработчики, пользователи тяжелоаварийных кодов и проектировщики АЭС при разработке мероприятий по локализации кориума и при анализе безопасности сталкиваются с комплексом проблем, среди которых можно выделить следующие:

понимание и описание высокотемпературных теплофизических и физико-химических процессов в широком

диапазоне изменения параметров (прежде всего, температуры и состава сред);

выявление эффектов, ключевых для адекватного прогноза развития аварии;

получение данных по физико-химическим свойствам высокотемпературных расплавов;

оценка неопределенностей расчетных моделей, валидация и верификация расчетных программ.

Прогресс в решении указанных проблем не может быть достигнут без систематических экспериментальных исследований, при реализации которых также возникают значительные трудности.

Проведение экспериментов в натуральных условиях невозможно. Даже результаты детальных исследований послеварийного состояния реакторов АЭС ТМ1-2 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. При невозможности применения теории подобия в полном объеме вследствие комплексности и многообразия процессов при тяжелой аварии возрастает роль сравнительного анализа и приближенных оценок. В основе моделирования растекания расплава кориума, способов его локализации и удержания в контролируемом охлаждаемом состоянии лежит исследование теплогидравлических процессов в многофазных многокомпонентных системах, с фазовыми и химическими превращениями и т. п.

Поскольку в исследовании протекания аварии вне корпуса реактора главными являются расчет нагрузок на контеймент и обеспечение его стойкости, важно установить точные тепловые и динамические нагрузки. Такие данные — исходная информация для задачи стойкости контеймента. При протекании аварии в контейменте различают начальную и конечную стадии, поскольку источник радиоактивности аэрозоля в контейменте затухает экспоненциально во времени из-за осаждения аэрозоля на внутренних поверхностях, а также из-за растворения его в воде. Конечная стадия возможна, если удалось удержать целостность контеймента более четырех часов после начального проникновения радиоактивных материалов в контеймент. К процессам, опасным с точки зрения возможного разрушения контеймента, относятся интенсивное парообразование при охлаждении водой расплава кориума, постепенное (медленное) повышение давления при продолжительном нагревании атмосферы в контейменте, генерация неконденсирующихся газов вследствие взаимодействия кориума с бетоном. Для позднего этапа аварии в контейменте (более четырех часов после начала аварии) наиболее серьезными проблемами являются [1], [2]:

растекание расплава по полу контеймента;

степень абляции бетона вследствие его прямого контакта с высокотемпературным расплавом кориума;

охлаждение расплава (и частиц топлива после их затвердевания в результате охлаждения расплава водой);

стабилизация и прекращение аварии;

обеспечение вентилирующих (фильтрующих) систем.

Растекание расплава кориума. Расплав ядерного топлива в основном является смесью UO_2-ZrO_2-Zr , фазовая диаграмма которой отличается разницей температур ликвидуса и солидуса 200–300 градусов, а смесь UO_2-ZrO_2 имеет эту разницу в пределах 50–75 градусов. Еще сложнее с распла-

вом кориума, так как неизвестно, сколько и каких дополнительных примесей из конструкций, бетона и т. д. имеет место в каждом конкретном случае. Взаимодействие больших масс топлива с водой изучалось в Испре для различных реальных условий при нескольких вариантах начальных давлений (50, 20 и ниже 5 атм) и температуры подаваемой воды. Исследовались явления застывания топлива и производства водорода. Был разработан также 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.

Выполненные экспериментальные и расчетные работы показывают, что подача воды на поверхность ванны расплава, который взаимодействует с подстилающим бетоном, не обеспечивает эффективного захолаживания кориума и прекращения абляции бетона [14], [15], [17]. Для быстрого захолаживания кориума предложена концепция COMET [18] — [20], которая предусматривает дозированную подачу воды в расплав снизу через предварительно заполненный водой слой пористого бетона. Недостаток этой 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. Более глубокого понимания физико-химических процессов в расплаве в условиях внутрикорпусного удержания удалось достичь по результатам международных программ OECD RASPLAV и MASCA, которые проводились при координации РНЦ КИ [10]. В них получены уникальные данные по теплофизическим свойствам жидкого и твердого кориума.

Внутриреакторные интегральные эксперименты позволяют физически моделировать основные процессы при тяжелой аварии, но именно в силу их интегрального характера не дают достаточного представления по локальным процессам, сдерживая разработку соответствующих моделей. Поэтому они должны быть дополнены экспериментами по исследованию локальных процессов, которые могут быть проведены в уменьшенном масштабе во вне реакторных

условиях [21] — [23]. Из-за технических сложностей работы с высокотемпературными радиоактивными расплавами имеется ограниченное количество экспериментальных данных, особенно в интервале температур расплава выше 2000°C. К тому же дорогостоящие исследования проводятся в рамках коммерческих программ, поэтому подробные результаты не публикуются. Резюмируя сказанное, можно заключить, что защита АЭС от тяжелых аварий подразумевает решение двуединой проблемы:

эффективного теплосъема огромного количества теплоты расплава кориума (постоянно генерирующего тепло вследствие радиоактивного распада) в заданный ограниченный интервал времени;

поддержания контролируемого теплового состояния охлажденного кориума до решения вопроса утилизации топливных масс, стабилизации и прекращения аварии.

Поэтому далее рассмотрены основные достижения в области разработки и применения ПСЗ от тяжелых аварий.

Пассивные системы защиты от тяжелых аварий в контейменте

Наиболее удачны следующие концепции ПСЗ от тяжелых аварий в контейменте АЭС. Концепция COMET — одна из ПСЗ от тяжелых аварий на АЭС для быстрого захлаживания кориума, предложенная для EPR (европейский реактор с водой под давлением, рис. 2) [18] — [20]. EPR — развивающийся реактор, имеющий электрическую мощность порядка 1600 МВт, первоначально был разработан французской фирмой Framatome и немецкой фирмой Siemens-KWU (в настоящее время — Framatome ANP) на базе французской АЭС «N4» и немецкой «Konvoi» с водяными реакторами под давлением (PWR). Концепция безопасности EPR отражает общую тенденцию философии тя-

желых аварий. Требование Франции для реакторов третьего поколения — отсутствие необходимости аварийной эвакуации близлежащих к станции районов (даже при авариях с расплавлением активной зоны реактора), только некоторые ограничения и отсутствие длительных ограничений на потребление продуктов питания. Это достигается включением требований по безопасности на этапе разработки проекта АЭС [25]. Особенности концепции снижения тяжелых аварий на EPR состоят в том, что ситуации с потенциально критическими нагрузками на контеймент должны быть либо «практически невозможными», либо исключены специальными средствами на этапе проектирования реактора. Такие ситуации включают расплав ядра при высоких давлениях, глобальной водородной детонации, интенсивный паровой взрыв и проникание расплава кориума в основание контеймента. Соответствующие меры и проектные особенности борьбы с ними рассмотрены ниже.

Для предупреждения разрыва трубы парогенератора (с потенциальным байпасом контеймента) или разрыва защитной оболочки реактора при высоких давлениях (с риском разрыва корпуса и извержения основной части топлива) EPR содержит устройства понижения давления. Они имеют максимальную мощность 900 т/ч при проектном давлении системы охлаждения реактора. Не опираясь на надежность впускных и выпускных клапанов, они гарантируют давление значительно ниже 20 атм во время разрыва корпуса реактора. Соответствующие клапаны включаются вручную, как только температура на выходе из реактора превысит 650 °C.

Проектные особенности по снижению опасности взрыва водорода предусматривают большой свободный объем контеймента (порядка 80 тыс. кубометров), хорошие условия для масштабной конвекции и установку более 40 больших каталитических рекомбинаторов. Кроме того, высокая концентрация пара в контейменте достигается разгрузкой системы охлаждения реактора в нижнюю часть контеймента.

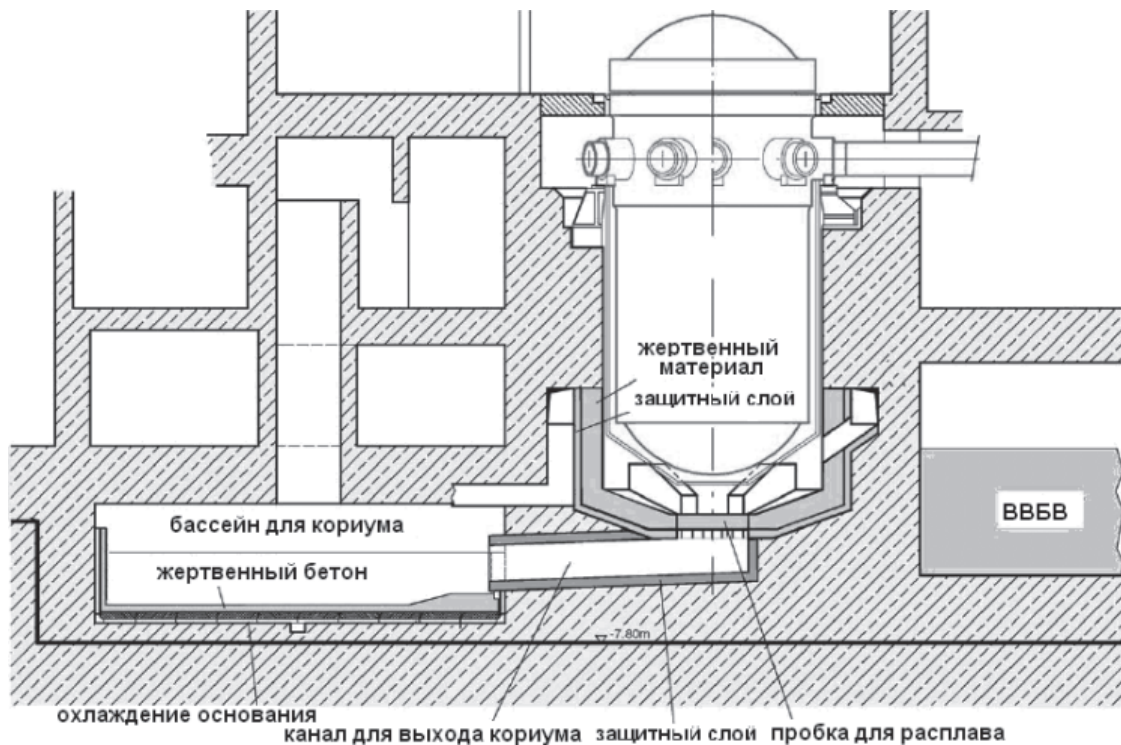


Рис. 2. Упрощенная схема ПСЗ EPR [24]

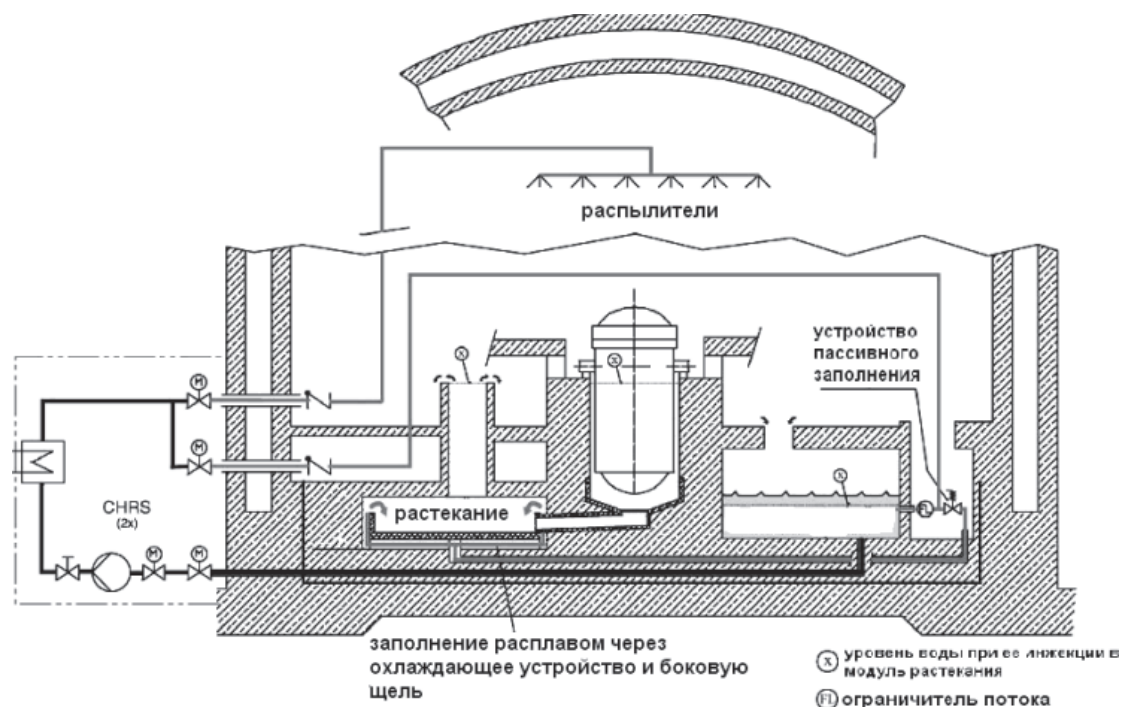


Рис. 3. Схема потоков в системе охлаждения контейнента (CHRS) [24]

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 ($166 \times 1000 \times 1010$ мм) и большой ($326 \times 1400 \times 1550$ мм). В обоих из них катализатор состоит из штабеля тонких слоев нержавеющей стали с платиниево-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.

Проведенный анализ показал, что для выбранной оптимальной конфигурации рекомбинаторы усиливают конвекцию в контейнменте и приводят к однородной атмосфере с начала аварии. В результате максимальная осредненная объемная концентрация водорода удерживается ниже 10 % даже при наихудших консервативных предположениях относительно расхода и количества производимого водорода. В результате детонации и критические нагрузки невозможны.

Стабилизация расплава кориума. 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 главной целью при выборе концепции защиты реактора EPR от тяжелых аварий было гарантировать независимость мер по стабилизации от вышеупомянутых неопределенностей и обеспечить сохранение работоспособности конструкции при неопределенных нагрузках после потери целостности корпуса реактора.

В конструкции EPR это достигается расположением улавливателя ядра реактора в специальном боковом моду-

ле растекания (см. рис. 2). Соответствующее разделение функций между шахтой реактора и улавливателем топливного ядра дало возможность 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. Связь шахты и модуля растекания расплава в обычном состоянии перекрыта и открывается только расплавом кориума во время тяжелой аварии. Это разделение модулей не только защищает улавливатель ядра от нагрузок, связанных с разрушением корпуса реактора, но и гарантирует, что непреднамеренное затопление улавливателя ядра во время работы станции не изменит безопасность АЭС. Для удаления избыточной теплоты из контейнмента реактор EPR оборудован специальной системой охлаждения контейнмента. Как показано на рис. 3, вода поступает в систему из внутреннего восполняемого бака воды (ВВБВ), питает систему охлаждения контейнмента через внешний теплообменник и подает ее снова в контейнмент [24]. Система удаления теплоты из контейнмента имеет две схемы и два принципа функционирования. В соответствии с первым принципом рециркулированная вода распыляется в атмосфере контейнмента. Это — предпочтительный тип функционирования в первые дни аварии, когда главной целью является 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.

Тепло, генерируемое в результате радиоактивного распада, удаляется из растекающегося расплава однофазным потоком, в отличие от испарения в атмосферу контейнмента. В этом варианте функционирования системы уровень

давления окружающей среды может быть достигнут на протяжении длительного времени, что приведет к прекращению дальнейшей активности из-за потенциальных протечек. Исследованию многочисленных проблем взаимодействия расплава кориума с охладителем и конструкциями в различных вариантах реализации концепции СОМЕТ посвящено множество работ в мире, особенно в Королевском технологическом институте, в Исследовательском центре в Карлсруе, в НТУУ «КПИ» [26] — [39].

Система локализации расплава ВВЭР. Устройство локализации расплава (УЛР) разработано для Тяньваньской АЭС (Китай) с реактором ВВЭР-1000 (в мировом тендере победила Россия) и предназначено для повышения безопасности энергоблока в процессе протекания тяжелой аварии, связанной с разрушением активной зоны и выходом расплава за пределы корпуса реактора. УЛР относится к 4 классу безопасности [5], [6] и к первой категории сейсмостойкости [7], имея классификационное обозначение 4 в соответствии с [5]. Обоснование классификации УЛР дано в [8]. УЛР при тяжелой аварии с разрушением активной зоны и корпуса реактора удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны, части корпуса реактора и внутрикорпусные устройства. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты неограниченное время. В течение первых 24 часов после аварии в условиях полного обесточивания АЭС локализация и охлаждение расплава обеспечиваются при отсутствии дополнительной подпитки охлаждающей водой извне герметичной оболочки. Для последующего надежного удержания расплава необходимо обеспечить восполнение запаса воды.

Устройство выполняет свои функции в режиме тяжелой аварии с выходом расплава в контейнмент, за пределы корпуса реактора. Во всех остальных режимах, соответствующих контрактному перечню [9], УЛР находится в режиме ожидания. Работоспособность сохраняется при нагрузках и параметрах окружающей среды всех режимов работы АЭС вплоть до тяжелой аварии с выходом расплава. УЛР осуществляет:

прием и размещение в своем объеме расплава и твердых фрагментов активной зоны и конструкционных материалов реактора;

устойчивую передачу тепла от расплава к охлаждающей воде; удержание днища корпуса реактора с расплавом при его отрыве или пластической деформации до момента выхода расплава из днища;

предотвращение выхода расплава за установленные границы зоны локализации;

обеспечение подкритичности расплава в бетонной шахте; подачу воды в бетонную шахту и отвод пара из бетонной шахты;

обеспечение минимального выноса радиоактивных веществ в пространство герметичной оболочки и минимального выхода водорода;

непревышение максимально допустимых напряжений в конструкциях, расположенных в подреакторном помещении бетонной шахты при различных статических и механических нагрузках.

Конструкция УЛР (рис. 4) состоит из следующих функциональных элементов, расположенных по направлению перемещения кориума из корпуса реактора к основанию бетонной шахты: плиты нижней; коллектора вентиляционного; корзины с наполнителем (жертвенным материалом); теплообменника секционного. Помимо этих основных эле-

ментов, в состав УЛР входит ферма защитная, предназначенная для передачи статических и динамических нагрузок непосредственно на закладные детали в полу подреакторного помещения бетонной шахты, что позволяет разгрузить основные элементы УЛР и конструкции шахты. Ферма не выделена, так как ее составные части распределены между основными элементами УЛР. Теплообменник обеспечивает устойчивый теплоотвод от расплава и состоит из 12 теплообменных секций, 4 каналов для подвода охлаждающей воды, 10 каналов для отвода пара, 10 каналов для дренирования воды, 4 каналов для измерения уровня воды в теплообменнике, 3 каналов для размещения термомпар, 6 силовых ребер нижнего звена защитной фермы.

В боковых стенках у основания каждой теплообменной секции предусмотрены коллекторные вставки, обеспечивающие поступление охлаждающей воды из подводящих каналов в каждую теплообменную секцию. В верхней части боковых стенок теплообменных секций выполнены коллекторные вставки, обеспечивающие установку каналов контроля и вентиляции пространства между теплообменными секциями, каналов размещения термомпар и каналов дренирования. Отдельные теплообменные секции отличаются наличием паросбросных, дренажных и подводящих трубопроводов, наличием трубопроводов для измерения уровня, верхних и нижних коллекторных вставок. Контактующие с расплавом поверхности теплообменных секций снабжены теплоизоляцией из цемента ЦКС.

Концепция имеет следующие характерные 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 УЛР частично заполнено жертвенным материалом, который состоит из специально подобранной композиции стали и относительно легких и легкоплавких оксидов;

поступающий из реактора в УЛР расплав кориума взаимодействует с жертвенным материалом, что оптимизирует условия теплоотвода, сглаживает неопределенности, обусловленные различием сценариев протекания тяжелой аварии, и обеспечивает инверсию металлической и оксидной компонент расплава до подачи воды на его поверхность;

для охлаждения расплава используется вода, которая самотеком поступает из шахт ревизии ВКУ и топливного бассейна. Излишки воды сливаются за пределы бетонной шахты через каналы в верхней части теплообменника;

генерируемый в теплообменнике пар отводится в пространство контейнмента через каналы, размещенные над теплообменником. Запаса охлаждающей воды достаточно для ее подачи в УЛР пассивным способом в течение 24 часов полного обесточивания АЭС;

теплообменник обеспечивает отвод тепла от ванны расплава снизу и с боковой стороны;

расположенные выше строительные конструкции защищены от теплового излучения с зеркала расплава до завершения формирования ванны расплава специальными теплозащитными экранами и последующей подачей воды на поверхность расплава;

вода на поверхность расплава подается самотеком из тех же источников запаса воды, которые используются для пролива водоохлаждаемых теплообменников;

обеспечение инверсии металлической и оксидной компонент перед подачей воды на зеркало расплава гарантирует

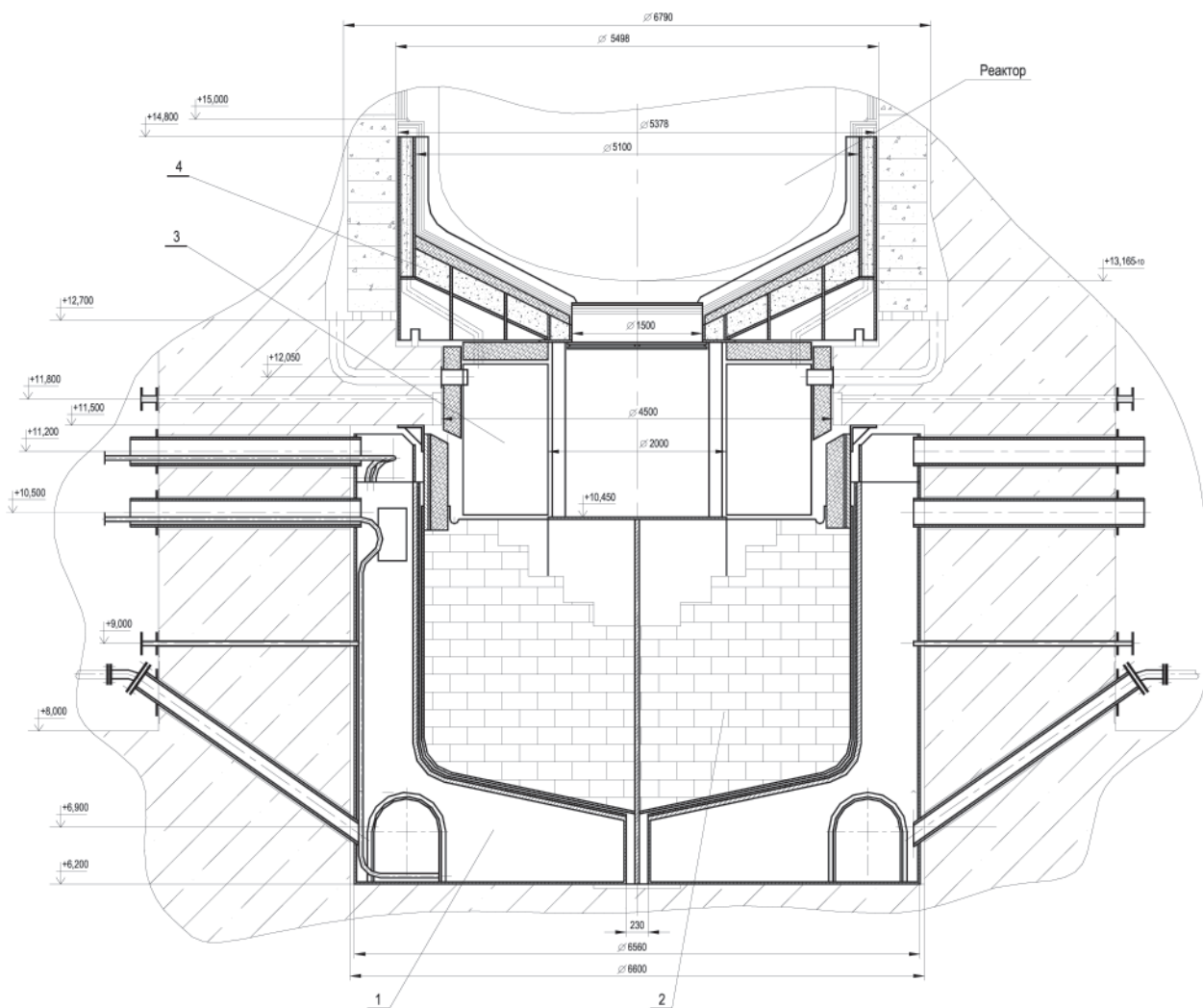


Рис. 4. Устройство локализации расплава:

1 — теплообменник секционный; 2 — корзина с наполнителем; 3 — коллектор вентиляционный; 4 — плита нижняя

отсутствие паровых взрывов: безопасность подачи воды на расплавы оксидов подтверждена результатами исследований; отсутствие воды в УЛР до момента поступления в него расплава обеспечивается конструктивными мерами.

УЛР основано на пассивных принципах. Элементы конструкции рассчитаны на работу при нагрузках всех проектных режимов. Эффективность устройства обоснована серией экспериментальных исследований.

Литература

1. Sehgal B. R. Accomplishments and challenges of the severe accident research // Nuclear Engineering and Design. — 2001. — Vol. 210. — P. 79–94.

2. Казачков И. В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.

3. 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.

4. Казачков И. В., Али Хасан Могоддам. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС: Монография. — К.: НТУУ «КПИ», 2008. — 172 с.

5. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). — М., 1997.

6. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-008-89. — М.: Энергоатомиздат, 1990.

7. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. ПНАЭ Г-05-006-87. — М.: Госатомэнергонадзор СССР, 1987.

8. LYG-X-PD86-29-52260000-TR-0026-E. Оценка классификации устройства локализации расплава активной зоны. СПб АЭИ. 2000.

9. Контракт на строительство АЭС № LYGNPP-R-97-002/85-265-47100. Приложение 1, ч. 1, раздел 4.

10. Asmolov V. V. Latest findings of RASPLAV Project / Proc. OECD/CSNI workshop on in-vessel core debris retention and coolability. — 1998. — P. 34.

11. Bolshov L. A., 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.

12. Kolev N. I. Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis / Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 90–99.

13. Carboneau M. L., Berta V. T., Modro M. S. Experiment analysis and summary report for OECD LOFT Project Fission Product Experiment LP-FP-2/ OECD LOFT-T-3806. — 1989. — P. 57–60.

14. Reactor risk reference document / USNRC Report NUREG-1150. — U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1987. — 67 p.

15. Magallon D. et al. Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO / Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 53–55.

16. *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.
17. *Alsmeyer H., Farmer M., Ferderer F., Spencer B.W. and Tromm W.* The COMET-Concept for Cooling of Ex-Vessel Corium Melts. CD-ROM Proc. of ICONE-6. San Diego, California. — 1998. — Pp. 437–445.
18. *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, Okt. 1999.
19. *Столяревский А. Я.* Атомные станции: теперь с "ловушкой" или как предотвратить "китайский синдром"? // Энергия. — 2002.
20. *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.
21. *Бешта С. В., Витоль С. А., Крушинов Е. В., Грановский В. С и др.* Кипение воды на поверхности расплава корнума в условиях тяжелой аварии ВВЭР // Теплоэнергетика. — 1998. — Т. 45. — № 11. — С. 11–18.
22. *Бешта С. В., Хабенский В. Б., Крушинов Е. В.* Исследование взаимодействия расплава $UO_2+x - ZrO_2 - Fe(Cr,Ni)O_y$ с бетоном на основе ZrO_2 // Огнеупоры и техническая керамика. — 2000. — № 1. — С. 28–32.
23. *Bechta S. V., Vitol S. A., Krushinov E. V., Granovsky V. S. et al.* Water boiling on the corium melt surface under VVER severe accident conditions // Nuclear Engineering and Design. — 2000. — V. 195. — P. 45–56.
24. *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.
25. IRSN, 2000. Technical Guidelines for Future Pressurized Water Reactors. — IPSN/GRS. — November, 2000. — 65 p.
26. *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.
27. *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.
28. *Kazachkov I. V.* Modelling the drop oscillation over hot plate / Matlab conf. Denmark, Copenhagen, Oct. 20–22, 2003. — P. 33–35.
29. *Kazachkov I. V.* About localization of heating in granular layer with internal heat generation / 4th Baltic Heat Transfer Conf., Lithuania, Aug. 25–27, Kaunas, 2003.
30. *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. — P. 37–43.
31. *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. — 145 p.
32. *Paladino D., Theerthan A. and Sehgal B.R.* Experimental Investigation on Debris Coolability by Bottom Injection, ANS, Annual Meeting, Boston, USA. — 1999. — A. 88.
33. *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.
34. *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.
35. *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.
36. *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.
37. *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.
38. *Sehgal B. R., Paladino D., Theerthan A., Kazachkov I.* Phenomenological studies on melt coolability by bottom injection during severe accidents. KTH Report, 2001. — 97 p.
39. *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.

Надійшла до редакції 29.12.2008.