

В. И. Скалозубов¹, В. Ю. Кочнева¹,
В. Н. Колыханов¹, Г. Г. Габлая²

¹Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины

²Одесский национальный политехнический университет

Вопросы моделирования тяжелых аварий в корпусных реакторах (обзор)

Приведен обзорный анализ расчетного и экспериментального моделирования тяжелых аварий на корпусных реакторах, в том числе применительно к ВВЭР. Определены наиболее перспективные расчетные коды для моделирования тяжелых аварий отечественных реакторных установок, а также наиболее перспективные стенды для экспериментального моделирования отдельных процессов.

Ключевые слова: тяжелая авария (ТА); методы моделирования тяжелых аварий; аварийные последовательности (АП); детерминистские коды; вероятностные методы; экспериментальные установки.

В. И. Скалозубов, В. Ю. Кочнева, В. М. Колиханов, Г. Г. Габлая

Щодо питань моделювання важких аварій на корпусних реакторах (огляд)

Наведено оглядовий аналіз стану питань розрахункового й експериментального моделювання важких аварій на корпусних реакторах, охоплюючи ВВЕР. Визначені найбільш перспективні розрахункові коди для моделювання важких аварій вітчизняних реакторних установок, а також найбільш перспективні стенди для експериментального моделювання окремих процесів.

Ключові слова: важка аварія (ВА); методи моделювання важких аварій; аварійні послідовності (АП); детерміністські коди; імовірнісні методи; експериментальні установки.

© В. И. Скалозубов, В. Ю. Кочнева, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габлая, 2010

Основной целью моделирования процессов, протекающих при развитии тяжелых аварий, является определение и обоснование: необходимых и достаточных критериев возникновения разных стадий тяжелой аварии; спектров аварийных последовательностей (АП), или деревьев событий, на разных стадиях развития тяжелой аварии; надежности, работоспособности и критических конфигураций систем, обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности; состояний систем и оборудования в процессах и АП постадийного развития тяжелых аварий; развития доминантных для безопасности процессов в АП тяжелой аварии.

Для решения таких задач моделирования тяжелых аварий традиционно используются расчетных, экспериментальных и расчетно-экспериментальных методов.

Расчетное моделирование может быть основано на детерминистических и вероятностных методах. Детерминистические методы в принципе позволяют моделировать условия возникновения различных стадий тяжелых аварий, условия и развитие процессов в АП, состояние систем и оборудования. Вероятностные методы применяются обычно для оценок надежности систем/оборудования, обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности, и для определения спектров АП (деревьев событий).

Экспериментальное моделирование в принципе также позволяет решать задачи расчетного моделирования тяжелых аварий и является приоритетным. Однако объективные причины не позволяют проводить в полном объеме экспериментальное моделирование всех процессов и событий при развитии тяжелой аварии в натуральных условиях. Поэтому результаты экспериментального моделирования тяжелых аварий направлены в основном на понимание закономерностей и условий развития отдельных процессов и АП, на определение критериев возникновения и окончания различных стадий и этапов тяжелых аварий, а также на валидацию расчетных средств моделирования тяжелых аварий (разработка и реализация матриц валидации).

Экспериментальное моделирование отдельных процессов тяжелых аварий обычно осуществляется на специализированных экспериментальных стендах/установках (табл. 1).

Анализ имеющихся крупномасштабных экспериментов, учитывающих специфику протекания тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР, позволил сформировать матрицу экспериментальных установок. Эта матрица представлена в табл. 2 [2].

Главными требованиями, предъявляемыми к отбираемым для формирования базы данных экспериментам, являлись включение в нее результатов экспериментов: 1) выполненных для исследования специфики протекания тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР; 2) в которых максимально использовались штатные конструкции ТВС, натурные и (или) подобные геометрические размеры, номинальные режимные параметры и прототипные материалы.

Эксперименты, на основе которых формируется база данных, охватывают следующие этапы протекания тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР: разогрев тепловыделяющих сборок в осушенной активной зоне; окисление оболочек твэлов в широком диапазоне температур, включая высокие; разрушение твэлов; разрушение поглощающих стержней; образование эвтектик и плавление конструкционных материалов; стекание образующегося расплава; образование блокад; формирование бассейна расплава; поведение

Таблица 1. Основные экспериментальные установки по исследованию тяжелых аварий и их назначение [1]

Изучаемые явления	Экспериментальная установка	Назначение установки
<i>Внутрикорпусные:</i> разрушение и плавление активной зоны	PHEBUS-FP (Франция/СЕС)	Интегральные эксперименты по исследованию развития повреждений активной зоны от обломков до образования бассейна расплава
	QUENCH, PZK (Германия)	Повторное затопление перегретой активной зоны
	CODEX, KFKI (Венгрия)	Переходный процесс с поступлением воздуха в активную зону реактора PWR
взаимодействие материалов активной зоны с днищем корпуса реактора	COPO II, IVO (Финляндия)	Теплопередача от бассейна расплава в полости днища реактора
	BALI, CEA (Франция)	Коэффициенты теплопередачи между бассейном расплава и стенками
	SULTAN, CE (Франция)	Удержание расплава в корпусе с помощью наружного охлаждения
	ALPHA, JAERI (Япония)	Охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора
	EPRI/FAI (США)	Охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора
	LHF, OECD (США)	Механизмы разрушения днища реактора при высоких значениях температуры/давления
	RASPLAY, OECD (Россия)	Тепловая нагрузка на днище реактора в присутствии расплава активной зоны, взаимодействия
	FARO, JRC (СЕС)	Внутрикорпусное охлаждение расплавленных материалов заливом
<i>Взаимодействие расплава активной зоны с теплоносителем внутри и вне корпуса реактора</i>	BILLEAU, IPSN (Франция)	Предварительное перемешивание
	DETHEL, IPSN (Франция)	Процесс тонкой фрагментации и последующий взрыв
	MICRONIS, IPSN (Франция)	Процесс тонкой фрагментации
	TREPAM, IPSN (Франция)	Теплопередача между водой и мелкими фрагментами
	BERDA, FZK (Германия)	Удар в крышку реактора большой пробки из верхних конструкций, движимых расплавом
	PREMIX, FZK (Германия)	Фрагментация струи
	QUEOS, FZK (Германия)	Предварительное перемешивание
	ALPHA, JAERI (Япония)	Предварительное перемешивание, фрагментация струи, распространение
	FARO, JRC (СЕС)	Фрагментация струи, интегральные эксперименты с прототипными материалами
KROTOS, JRC (СЕС)	Предварительное перемешивание, интегральные эксперименты с прототипными материалами	

Исследуемые явления	Экспериментальная установка	Назначение установки
<i>Внекорпусные явления:</i> взаимодействие обломков активной зоны с бетоном	MACE (Консорциум)	Воздействие расплава на окружающие конструкции и его охлаждаемость
исследования процесса растекания расплава	CORINE, CEA (Франция)	Растекание расплава (модельные материалы)
	VULCANO, CEA (Франция)	Растекание расплава (реакторные материалы)
	COMAS, Siempelkamp	Растекание и охлаждаемость расплава
	COMET, FZK (Германия)	Растекание и охлаждаемость расплава
	DISCO, FZK (Германия)	Растекание расплава (корпус и шахта PWR)
	KAJET, FZK (Германия)	Взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора
	KAPOOL, FZK (Германия)	Взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора.
	KATS, FZK (Германия)	Растекание и охлаждаемость расплава
	FARO, JRC (СЕС)	Растекание расплава (реакторные материалы)
<i>Распространение и горение водорода:</i> перемешивание и распределение	C-Bubble, AECL (Канада)	Крупномасштабная установка для изучения перемешивания газов (отдельные эффекты, процессы перемешивания)
	CTF, AECL (Канада)	Сообщающиеся сосуды для проверки водородной безопасности
	MISTRA, CEA (Франция)	Моделирование конденсирующих стенок, спринклерных систем, рекомбинаторов
	TOSQAN, IPSN (Франция)	Оценка модели конденсации и осаждения на стенке
дефлаграционное горение	LSVCTF, AECL (Канада)	Крупномасштабная вентилируемая испытательная установка по дожиганию водорода
	RUT, РНЦ КИ (Россия)	Крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода
переход от дефлаграции	RUT, РНЦ КИ (Россия)	Крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода
	BNL "hot tube" (США/Япония)	Переход к детонации при повышенных температурах.
работа пассивных рекомбинаторов	LSVCTF, AECL (Канада)	Крупномасштабная установка с легким доступом и коротким рабочим циклом
	H2PA, IPSN (Франция)	Влияние аэрозолей веществ, моделирующих топливо
	KALI, CEA (Франция)	Испытания рекомбинаторов
	RECA, SIEMAT (Франция)	Эффективность автокаталитических рекомбинаторов в присутствии аэрозолей
<i>Механическое разрушение днища реактора</i>	KRAKATOA, CEA (Франция)	Распространение трещин и определение площади кинетического разрушения под действием давления
	RUPTHER, CEA (Франция)	Аналитические эксперименты на трубках из корпусной стали

Исследуемые явления	Экспериментальная установка	Назначение установки
Продукты деления (ПД) и аэрозоли: выход нелетучих ПД/выход ПД в корпус реактора на поздних стадиях аварий	HEVA/VERCORS, CEA (Франция)	ПД, выход актинидов и материалов из топлива при высоких температурах
	RHEBUS-FP, CEC (Франция)	Поведение ПД в 1-м контуре реактора и в защитной оболочке
	VEGA, JAERI (Япония)	Выход ПД из облученного топлива при высоких значениях температуры/давления
выход реакторных материалов	EMAIC, IPSN (Франция)	Кинетика высокотемпературного выхода из управляющих стержней, содержащих Ag-Cd-In
	Harrier, AEAT (Великобритания)	Изучение выхода из бассейна расплава на поздних стадиях аварии с применением нерадиоактивных модельных материалов
поведение аэрозолей и йода в 1-м контуре и в защитной оболочке	VICTORIA, IVO (Франция)	Установка для исследования ледового конденсатора и аэрозолей
	CIVAUX, EDF (Франция)	Утечка аэрозолей и пара через крупномасштабные конструкции защитной оболочки
	PITEAS, IPSN (Франция)	Поведение аэрозолей в условиях конденсации пара
	AIDA, PSI (Швейцария)	Физика аэрозолей в пассивных защитных оболочках
	ARTIST, PSI (Швейцария)	Поведение аэрозолей и йода во вторичной части парогенераторов PWR
	LSUFPT4, PSI (Швейцария)	Поведение аэрозолей и йода при высоких температурах (транспорт и т. д.)
	SIRIUS, PSI (Швейцария)	Облучение йода (поведение элементарных и органических компонентов)
	REVENT, (Швейцария)	Повторный унос аэрозолей из воды приемка при сбросе давления
осаждение, повторное образование смесей и испарение в 1-м контуре	RHEBUS-FP, CEC (Франция)	Поведение ПД в 1-м контуре
	WIND, JAERI (Япония)	Поведение аэрозолей (осаждение, испарение); прочность трубопроводов
	Falcon, AEAT (Великобритания)	Выход и перенос ПД
	STORM, JRC (CEC)	Осаждение и повторное образование аэрозолей в трубопроводах
	TRANSAT, CEA (Франция)	Перенос аэрозолей в крупных трубопроводах
	TUBA, CEA (Франция)	Перенос аэрозолей в трубках парогенератора
улавливание в скруббере	PECA, CIEMAT (Испания)	Очистка в скруббере (струйный и пузырьковый режимы)
	Heron, AEAT (Великобритания)	Удаление аэрозолей при условиях ударной турбулентности
	Sandpiper, AEAT (Великобритания)	Удаление аэрозолей в слое гравия
химия йода	RTF, AECL (Канада)	Поведение и летучесть йода при облучении
	CAIMAN, IPSN (Франция)	Поведение и летучесть йода при облучении

Таблица 2. Матрица экспериментальных установок для ВВЭР

Установка	Исследуемые процессы	Организация	Страна
CORA	Высокотемпературное поведение и деградация тепловыделяющих сборок	FZK	Германия
CODEX	Высокотемпературное поведение тепловыделяющих сборок	KFKI	Венгрия
QUENCH	Окисление и охрупчивание разогретых оболочек твэлов при повторном заливе	FZK	Германия
РАСПЛАВ	Поведение бассейна расплавленных материалов активной зоны на днище реактора	РНЦ КИ	Россия
MASCA	Термическое воздействие бассейна расплавленных материалов на корпус реактора	РНЦ КИ	Россия
ACE	Взаимодействие расплавленных материалов активной зоны с бетоном шахты реактора	ANL	США
BETA	Взаимодействие расплавленных материалов активной зоны с бетоном шахты реактора	FZK	Германия
HDT	Распространение водорода в системе сообщающихся боксов модели контейнента	РНЦ КИ	Россия
RUT	Горение водорода в камерах сложной геометрии, моделирующих боксы контейнента	РНЦ КИ	Россия
DRIVER, TORPEDO	Дефлаграция и детонация водорода в помещениях цилиндрической формы	РНЦ КИ	Россия

расплава на днище реактора; взаимодействие расплава с корпусом реактора; взаимодействие расплава с бетоном шахты реактора; распространение и горение образующегося водорода в помещениях защитной оболочки реакторного отделения.

Основными методами для полномасштабного моделирования тяжелых аварий остаются расчетные методы, с помощью которых при заданных начальных и граничных условиях осуществляется численная реализация математических моделей протекания процессов на основе расчетных программных средств (кодов).

Традиционно используемые для анализа тяжелых аварий коды подразделяются на интегрированные и детализированные. *Детализированные* коды характеризуются относительно узкой областью применения (моделируют отдельные процессы, этапы, стадии) и относительно высокой реалистичностью моделирования. *Интегрированные* коды имеют более широкую область применения (моделируют более одной стадии развития тяжелой аварии) и относительно низкую реалистичность моделирования отдельных процессов. Однако такое разделение достаточно условно, поскольку современные коды моделирования тяжелых аварий обычно содержат признаки как детализированных, так и интегрированных кодов. Так, интегрированный код анализа тяжелых аварий ASTEC фактически состоит из детализированных кодов, моделирующих отдельные процессы и этапы, а SCDAP/RELAP5-3D — детализированный код для первой стадии тяжелой аварии использует также «встроенный» код для моделирования процессов накопления и распада радионуклидов.

В США эксплуатирующие организации и регулирующий орган при анализе тяжелых аварий и их последствий

используют в основном коды с разной степенью интеграции моделируемых процессов — MAAP, MAAP4-DOSE, MELCOR, MACCS, SCDAP/RELAP5-3D (+Victoria) и CONTAIN. Степень интеграции явлений при развитии тяжелых аварий, моделируемых указанными расчетными средствами (кодами), представлена на рис. 1 [3].

Для расчетного моделирования тяжелых аварий на ВВЭР особо интересна модификация SCDAP/RELAP5-3D, так как код RELAP5 успешно применялся при разработке отчетов по анализу безопасности АЭС с ВВЭР для моделирования аварий до стадии разрушения активной зоны реактора.

SCDAP/RELAP5-3D моделирует процессы тепломассообмена в бассейне расплава, сопротивление и теплообмен между корриумом и корпусом реактора, разрушение днища реактора и т. д. Нейтронная кинетика моделируется в точечном приближении — не учитываются изменения пространственного профиля при локальных изменениях реактивности, но предусмотрена возможность подключения трехмерных нейтронно-физических программ. Однако для применения SCDAP/RELAP5-3D к условиям ВВЭР необходимо осуществить адаптацию и всестороннюю валидацию кода, а также учесть совместимость с другими кодами, моделирующими процессы на стадиях после разрушения корпуса реактора (например, CONTAIN и MACCS).

Для моделирования всех основных этапов развития тяжелых аварий на ВВЭР перспективно применение компьютерного кода ASTEC, позволяющего анализировать тяжелые аварии на легководных реакторах. Код ASTEC является интегральным кодом, разработан совместно IRSN (Франция) и GRS (Германия) и предназначен для прогнозирования

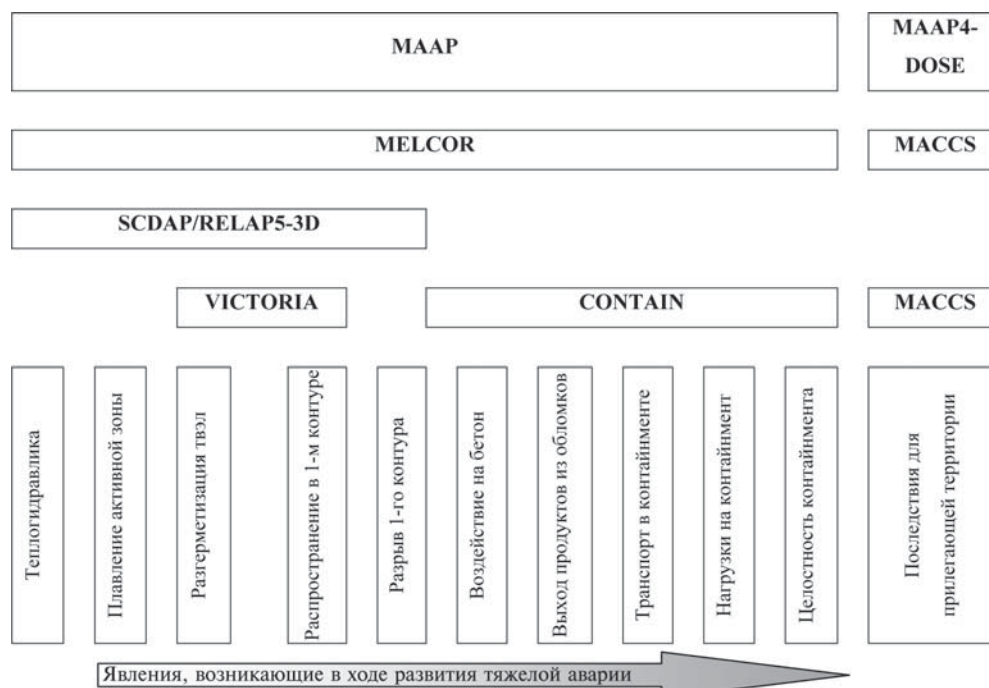


Рис. 1. Явления, моделируемые компьютерными кодами США, предназначенными для анализа тяжелой аварии на АЭС США

всего сценария протекания тяжелой аварии — от исходного события до выброса продуктов деления за пределы контейнмента. В настоящее время начато выполнение ряда работ по обоснованию применения кода ASTEC для ВВЭР [4]:

- валидация кода по результатам экспериментов моделирующих характеристики ВВЭР;

- предварительное использование кода для моделирования развития тяжелой аварии на ВВЭР;

- разработка и включение в код специальных моделей, характерных для ВВЭР;

- выполнение сравнительных расчетов с использованием кодов ASTEC и ICARE/CATHARE для АП с потерей теплоносителя (LOCA) на ВВЭР-1000.

Перспективны для моделирования тяжелых аварий российские коды СОКРАТ (внутрикорпусная стадия), КУПОЛ-М (внекорпусная стадия), ГЕФЕСТ УЛР (внекорпусная стадия с системой удержания расплава), COFAR/COMRA, ДОЗА (внеконтейментная стадия) и др., которые разрабатывались непосредственно для ВВЭР и прошли определенный уровень валидации (в том числе и в рамках программы ISP-47).

Код *СОКРАТ* предназначен для численного моделирования динамики физико-химических, теплогидравлических и термомеханических процессов, происходящих в реакторных установках с водяным теплоносителем типа ВВЭР при тяжелых авариях с плавлением активной зоны, и может использоваться для реалистичной оценки важных для расчетного обоснования безопасности параметров РУ на внутрикорпусной стадии тяжелых аварий с плавлением топлива. Код *СОКРАТ/В1* включает в себя теплогидравлический модуль, позволяющий моделировать течение теплоносителя с примесями газов в двухфазном термодинамическом приближении, тяжелоаварийные модули для моделирования процессов разрушения активной зоны и внутрикорпусных устройств, теплофизических процессов в бассейнах расплава.

Расчеты по коду позволяют анализировать теплофизические явления при тяжелой аварии на всех ее стадиях, вплоть до разрушения реактора и выхода материалов из корпуса.

Версия кода *СОКРАТ/В3*, дополнительно к возможностям версии *В1*, позволяет осуществить моделирование выхода радиоактивных материалов в защитную оболочку (ЗО). Для моделирования поведения радиоактивных материалов в реакторной установке (РУ) и их последующего выхода в ЗО рассчитываются:

- количество продуктов деления (ПД), накопленное в топливе во время работы реактора;

- количество ПД, вышедшее из топливных таблеток в газовый зазор твэла;

- степень разрушения оболочки твэла и выход радиоактивных материалов из газового зазора в первый контур РУ;

- поведение радиоактивных материалов в первом контуре;

- выход твердых и газообразных продуктов в ЗО.

СОКРАТ/В3, совместно с кодом *КУПОЛ-М*, дополненным модулями расчета кинетики аэрозолей и поведения йода, позволяет выполнить сопряженное моделирование физико-химических процессов и поведение ПД в контейменте и контурах РУ.

Код *КУПОЛ-М* служит для определения термодинамических параметров среды в помещениях АЭС с ВВЭР при авариях с разрывом трубопроводов и течью теплоносителя внутри системы герметичных помещений.

При расчете определяются эффекты нестационарного теплообмена газовой смеси, объемной и поверхностной конденсации пара, естественной конвекции газовой смеси, горения водорода; учитывается функционирование спринклерной системы и рекомбинаторов водорода, нестационарный прогрев тепловых структур (стен и оборудования).

Купол-М совместно с модулем аэрозольной кинетики и йодным модулем может быть применен для оценки

радиоактивных выбросов, что позволяет выполнить реалистическую оценку при запроектных авариях, включая тяжелые аварии.

Код *COFAR/COMPA* использует гауссову модель диффузии примеси в атмосфере, рекомендованную для практического применения МАГАТЭ и другими международными организациями. Используемая модификация модели позволяет учесть:

реальную повторяемость категорий устойчивости атмосферы, рассчитанную по румбам и по градициям скоростей ветра, включая штили и слабые ветры;

тепловой и динамический подъем струи выбросов по траектории до своего предельного значения;

влияние зданий на рассеяние выбросов;

влияние сухого осаждения примеси и вымывания ее из атмосферы осадками;

вторичный ветровой подъем выпавшей на поверхность земли примеси;

эффект истощения струи во время движения по ветру и радиоактивных превращений радионуклидов по изобарным цепочкам;

влияние штилевых условий и условий со слабым ветром;

реальный рельеф местности;

начальное разбавление источника в зоне аэродинамической тени в случае, если выброс происходит на уровне экранирующего здания.

Код *ГЕФЕСТ УЛР* предназначен для обоснования удержания расплава активной зоны, образующегося при возможном сценарии развития тяжелой аварии с плавлением корпуса реактора, в устройстве локализации расплава.

Исходными данными для моделирования являются:

модель устройства локализации расплава в осесимметричной постановке, подробно отражающая геометрию УЛР, ее наполнитель и защиту корпуса;

динамика поступления расплава из разрушенного корпуса реактора в УЛР — состав и энтальпия расплава в зависимости от времени.

Программный код осуществляет численное моделирование следующих процессов:

теплообмен расплава с элементами конструкций УЛР;

плавление жертвенного материала и других конструктивных элементов;

расслоение расплава;

образование корок и кристаллизацию расплава;

химическое взаимодействие расплава с жертвенными материалами и бетоном;

теплообмен корпуса УЛР с охлаждающей водой;

теплообмен расплава излучением с вышерасположенными конструкциями;

теплообмен от поверхности расплава к охлаждающей воде.

В коде *КУПОЛ-3D* используется пространственная физико-математическая модель существенно дозвуковых течений (число Маха $M \ll 1$) сжимаемой среды, предназначенная для моделирования внутренних течений при наличии проницаемой границы с конкретным набором граничных условий.

Модель поверхностной конденсации пара основана на гипотезе аналогии процессов тепло- и массоотдачи, т. е. массовый поток конденсирующегося пара на охлаждаемую стенку пропорционален коэффициенту теплоотдачи. Эта модель полностью аналогична подходу к описанию поверхностной конденсации пара, реализованному в коде *КУПОЛ-М*.

Верификация модели проводилась на основе экспериментальных данных Международной стандартной задачи ISP-47.

Вопросам моделирования тяжелых аварий в последнее время уделялось большое внимание. В разных странах проводились многочисленные экспериментальные исследования и совершенствовались расчетные коды для анализа тяжелых аварий.

В рамках одного из проектов Международного центра по ядерной безопасности для внутрикорпусной стадии тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР рассмотрены и проанализированы следующие процессы [5]: окисление оболочек твэлов и внутрикорпусных устройств и образование водорода; плавление активной зоны; выход и транспорт продуктов деления в реакторной установке; взаимодействие материалов активной зоны в процессе тяжелой аварии; взаимодействие кориума с теплоносителем; перемещение расплава в нижнюю часть реактора; поведение расплава в нижней части реактора и его удержание внутри корпуса реактора; взаимодействие расплава активной зоны с корпусом реактора.

В отличие от начальной стадии тяжелой аварии процессы, имеющие место на последующих стадиях, изучены хуже. В области окисления оболочек твэлов и внутрикорпусных устройств и образования водорода необходимы дополнительные эксперименты по паровому охлаждению стержней, окислению с учетом влияния стержней регулирования, окислению материалов, специфичных для реакторов типа ВВЭР, заливу стержней при высоких температурах, влиянию давления в системе и скорости залива.

В последние годы проведено много исследований взаимодействия материалов активной зоны в процессе тяжелой аварии. Однако нужны дополнительные исследования свойств кориума и его составляющих. Кроме того, в связи с постоянным совершенствованием конструкции активной зоны и применением новых материалов (уран-гадолиниевое и МОХ-топливо, новые материалы для оболочек твэлов и других конструктивных элементов активной зоны), необходимо продолжение исследований по взаимодействию материалов в ходе тяжелой аварии.

С точки зрения проектных особенностей ВВЭР (наличие большого количества стальных конструкций внутри корпуса реактора) требуются дальнейшие исследования взаимодействия расплава различных композиций со стальными конструкциями, а также со стальным корпусом реактора. В области взаимодействия расплава с корпусом реактора необходимы исследования по следующим направлениям [5]: возможности охлаждения расплава водой, находящейся в зазоре между озером расплава и корпусом; влиянию стратификации расплава на термические нагрузки на стенку корпуса, вызванные естественной конвекцией расплава; способу и временным характеристикам повреждения днища корпуса реактора при наличии и отсутствии проходов в днище.

Для внекорпусной стадии тяжелой аварии в проекте МЦЯБ для АЭС с ВВЭР [5] рассмотрены и проанализированы следующие процессы тяжелых аварий: распространение и охлаждение расплава активной зоны вне реактора; взаимодействие расплава с бетоном; поведение продуктов деления в контейнменте; распределение и горение водорода в контейнменте в процессе тяжелой аварии; теплогидравлика контейнмента в процессе тяжелой аварии.

В достаточно сложной области, связанной с распространением и горением водорода в контейнменте, можно

отметить необходимость в продолжении исследований [5] по уточнению пределов воспламенения и детонации для водорода-воздушно-паровых смесей (особенно для условий, характерных для контейнментов АЭС, включая масштабный фактор, влияние препятствий, пути фильтрации); по моделированию транспорта и перемешиванию водорода с его последующим распределением в контейнменте; изучению эффективности средств управления водородом в контейнменте (дожигатели и рекомбинаторы).

В ходе работ международных групп экспертов были выявлены следующие потребности в результатах дополнительных исследований по тяжелым авариям: дополнительные экспериментальные данные по развитию плавления активной зоны; данные крупномасштабных экспериментов и аналитический аппарат для оценки охлаждаемости обломков активной зоны внутри и вне корпуса реактора; оценка влияния старения на прочность защитной оболочки; влияние глубокого выгорания топлива и поступления воздуха на выход и распространение продуктов деления.

В отчете [6] для управления тяжелыми авариями приводятся критерии проведения дальнейших исследований в области тяжелых аварий либо «закрытия темы» по конкретному вопросу. С учетом представленных критериев продолжения либо завершения исследований по конкретным вопросам протекания тяжелых аварий делается вывод о необходимости продолжения исследований по вопросам удержания расплава внутри корпуса реактора за счет охлаждения внутри реактора либо наружного охлаждения, времени и механизма повреждения корпуса реактора, охлаждения корриума вне корпуса реактора и процесса внекорпусного парового взрыва, взаимодействия расплава активной зоны с бетоном и др.

Примером успешного применения проектных кодов тяжелых аварий являются результаты расчетного моделирования детерминистическим кодом *ATHLET-CD* имевшей место аварии с повреждением активной зоны на корпусном реакторе (PWR) АЭС США Tree Mile Island (TMI-2), которые представлены в работе [8]. Однако моделирование физических явлений с помощью кода *ATHLET-CD* требует совершенствования, особенно на поздней стадии разрушения активной зоны. Это предполагает описание образования и поведения слоя осколков и бассейна расплава, описание выхода продуктов деления и перемещения материала из расплава, а также поведения корпуса реактора в условиях механического и теплового стресса из-за перемещения корриума. Кроме того, предстоит усовершенствовать расчет образования водорода на стадиях повторного залива.

Проблема внутриреакторного удержания бассейна расплава является предметом активного изучения в отечественных и зарубежных исследованиях по поведению и разрушению реакторов корпусного типа при авариях с полным или частичным разрушением активной зоны (АЗ). В частности, анализ аварии на TMI-2 показал, что разрушение и перемещение расплавленных фрагментов АЗ в нижнюю камеру корпуса привело к локальному его нагреву (приблизительно до 1100 °С в области «горячих пятен») и пластическому деформированию стенки корпуса вследствие высокотемпературной ползучести. Дальнейший анализ этой аварии подтвердил актуальность проведения углубленных расчетно-экспериментальных исследований, направленных на изучение закономерностей ползучести и условий разрушения корпуса реактора при тяжелой аварии для обоснования безопасности эксплуатируемых, и реакторов нового поколения. Комплексное

изучение тепловых и прочностных аспектов поведения корпусов реакторов при тяжелой аварии являлось целью многих зарубежных исследовательских программ, в частности VIP (Vessel Investigation Project, OECD), LHF and OLHF Projects (Sandia, США), CORVIS-PSI (Швейцария), FOREVERexperiments (the Royal Institute of Technology, Швеция) и др. [9].

Анализ деформационного поведения корпусов ВВЭР при тяжелых авариях показал, что время до разрушения корпуса в значительной мере определяется тепловыми условиями на внешней стенке корпуса реактора, минимальной остаточной толщиной стенки в зоне плавления и избыточным давлением в корпусе [9].

Ряд неопределенностей, связанных с процессом протекания тяжелой аварии и распределением расплава в нижней камере корпуса ВВЭР, приводит к априорному выбору как структуры ванны расплава (стратифицированная, гомогенная), так и ее параметров (размер и состав ванны, температура и др.). Как правило, в прочностном анализе корпусов ВВЭР при тяжелых авариях рассматривается случай полного разрушения АЗ и формирование стратифицированной ванны расплава.

Применение кода *ASTEC* показывает его применимость и функциональные возможности для моделирования последовательностей предполагаемых тяжелых аварий на ВВЭР-1000 и реальных инцидентов на АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. Однако выявлена необходимость некоторого улучшения моделирования (особенно для моделирования специальных систем в ВВЭР-1000 нового поколения: гидроаккумуляторы; система пассивного отвода теплоты и некоторые другие [12]).

Представительный анализ тяжелой аварии с повреждением активной зоны и корпуса реактора как следствие запроектной аварии с разрывом ГЦТ для АЭС с ВВЭР нового поколения (ВВЭР-1000-В-392М-НВ АЭС-2) приведен в [10]. При выборе референтного сценария тяжелой аварии для анализа воздействия аварийных процессов на защитную оболочку НВ АЭС-2 учитывались рекомендации EUR [11]. Расчетное моделирование протекания аварий в РУ В-392М в [10] выполнено по коду «улучшенной оценки» *SCDAP/RELAP5/MOD3.3*.

Отдельные результаты применения кода *MELCOR* для моделирования тяжелых аварий на ВВЭР представлены в работе [13], в которой рассмотрен режим с аварийным снижением и последующим полным прекращением подачи питательной воды в один из ПГ на энергоблоке № 1 Калининской АЭС. Все модели кода *MELCOR* предполагают взаимное расположение стержней ТВЭлов по квадратной матрице. В реакторе ВВЭР-1000, как и в других реакторах советского производства, ТВЭлы располагаются по гексагональной (треугольной) матрице.

В международной сети SARnet при анализе тяжелых аварий для различных типов РУ наиболее широкое применение нашли детерминистические интегральные коды *ASTEC*, *MAAP* и *MELCOR*, детализированные коды *COCOSYS*, *CONTAIN*, *RELAP*, *ATHLET*, *CATHARE*, *VICTORIA*, *WECHSL*, *TRAP-MELT* и др., а также коды, позволяющие осуществлять трехмерное моделирование, — *CFX*, *GASFLOW*, *TONUS* и *MC3D*.

Большинство известных кодов тяжелых аварий не разрабатывались непосредственно для ВВЭР, поэтому важным вопросом их применимости являются адаптация и валидация расчетных средств моделирования к условиям энергоблоков с ВВЭР. В качестве примера следует

привести известные результаты валидации и адаптации кода ASTEC к условиям ВВЭР [12]. Структура кода ASTEC позволяет запускать любой модуль в автономном режиме. Этот режим позволяет выполнить валидацию модуля по экспериментам для отдельного влияния или нескольких воздействий. Матрица валидации по отдельным экспериментам, специфическим для ВВЭР, включает все основные этапы протекания тяжелой аварии, такие как осушение и деградация активной зоны, образование расплавленного кориума, закупоривание протока через активную зону, ведение объема расплавленного кориума в нижней камере (на днище) корпуса реактора, взаимодействие расплавленного кориума с бетоном в бетонной шахте реактора, распределение водорода в контайнменте, горение водорода и т. п. На данном этапе проходит валидация кода ASTEC в соответствии с намеченной матрицей валидации.

Таким образом, в настоящее время существует необходимая база расчетно-экспериментального моделирования процессов тяжелых аварий, реализация которой позволит разработать научно-технические обоснования руководств и(или) симптомно-ориентированных инструкций по управлению тяжелыми авариями для АЭС с ВВЭР.

Список литературы

1. Nuclear Europe Worldscan. — № 1–2. — 1999.
2. Звонарев Ю. А. Разработка верификационной базы данных для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжелых авариях / Ю. А. Звонарев, М. А. Будаев, Н. П. Киселев // РИЦ «Курчатовский институт»: Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
3. Papin J. French Studies on High Burnup Fuel Transient Behavior under RIA Conditions / J. Papin, M. Balourdet, F. Lemoine, F. Lamare, J. Frizonnet and F. Shmitz // Nuclear Safety. — 1996. — Vol. 37, No. 4.

4. Звонарев Ю. Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР / Ю. Звонарев, М. Будаев, В. Кобзарь, А. Волчек // Code application and PSA methodologies. Paper No 1 The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005) Aix-en-Provence, France, 14–16 November 2005.

5. Кабанов Л. П. Техническое обоснование управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР-1000 / Л. П. Кабанов, Н. А. Козлова, А. И. Сулов // Сб. РИЦ «Курчатовский институт». — М., 2006.

6. Vayssier G. et al. Severe Accident Management Implementation and Expertise, AMM-SAMIME(00)-P009. European Commission, 2000.

7. Pilch M. M. et al. Resolution of the Direct Containment Heating for all Westinghouse Plants with Large Dry or Subatmospheric Containments. NUREG/CR-6338, 1996.

8. Драт Т. Анализ аварии на АЭС ТМ 1–2 с помощью кода ATHLET-CD» / Т. Драт, И. Д. Кляинхитпас, М. К. Кох // Атомная техника за рубежом. — 2007. — № 4. — С. 27–34.

9. Семишкин В. П. Тепломеханическое поведение корпуса ВВЭР в тяжелой аварии / В. П. Семишкин, В. В. Пажетнов, Е. А. Фризен, В. Д. Локтионо // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

10. Обеспечение локализирующих функций защитной оболочки НВ АЭС-2 при ЗПА с течами из реакторной установки // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

11. European utility requirements for lwr nuclear power plants. — 2001. — Rev. C, Vol. 2.

12. Ю. Звонарев, М. Будаев, В. Кобзарь, А. Волчек Code application and PSA methodologies. Paper No 1 The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005) Aix-en-Provence, France, 14–16 November 2005.

13. Носатов В. Анализ тяжелых аварий реакторов ВВЭР с использованием кода MELCOR-1.8.5 / В. Носатов, В. Стрижов. — М.: ИБРАЭ РАН, 2009.

Надійшла до редакції 09.03.2010.