

НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ

**ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«ОБЪЕДИНЁННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И
ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»**

Препринт ОИЭЯИ-72

О.В. Семенович, А.Н. Тишкович, А.В. Дойникова

**КОНТЕЙНМЕНТНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ
РАСЧЁТНЫЕ КОДЫ.
АНАЛИТИЧЕСКИЙ ОБЗОР**

Минск 2017

НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ
ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«ОБЪЕДИНЁННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И
ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»

Препринт ОИЭЯИ-72

О.В. Семенович, А.Н. Тишкович, А.В. Дойникова

КОНТЕЙНМЕНТНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ
РАСЧЁТНЫЕ КОДЫ.
АНАЛИТИЧЕСКИЙ ОБЗОР

Минск 2017

УДК 536.24.001.57:621.039.517.55

Контейментные теплогидравлические расчётные коды. Аналитический обзор / О.В. Семенович, А.Н. Тишкович, А.В. Дойникова. – 36 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объединённый ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ-72)

В предлагаемой работе сделан аналитический обзор современных контейментных теплогидравлических расчётных кодов – необходимого инструмента детерминистического анализа безопасности контейментов энергоблоков атомных электростанций.

Контеймент является последним, четвёртым, барьером безопасности блока АЭС на пути распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду. Процессы тепломассообмена в контейменте при аварии с течью теплоносителя носят сложный пространственный характер, включают в себя многочисленные физические и химические явления. Результаты, полученные в ходе моделирования этих процессов, позволяют более точно задать исходные данные и, как следствие, более точно описывать поведение реакторной установки в ходе аварии.

Аналитических обзоров существующих расчётных кодов, предназначенных для моделирования процессов тепломассопереноса в контейменте, а также экспериментальных стендов и установок, на которых выполняются натурные эксперименты, позволяющие получить информацию, необходимую для валидации программных средств, насколько известно авторам, очень мало. Поэтому такое исследование представляется актуальным и полезным.

Ил. 9. Табл. 4. Библиогр. 95 назв.

Рецензент канд. техн. наук А.Г. Лукашевич

Рекомендовано к публикации
учёным советом научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны»

© Государственное научное учреждение «Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны»
Национальной академии наук Беларуси, 2017

Перечень принятых сокращений

АСНИ	– автоматизированная система научных исследований
АЭС	– атомная электрическая станция
БК	– барботёр-конденсатор
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВПУ	– водо-подготовительное устройство
ЗО	– защитная оболочка
ЗПА	– запроектная авария
ГЦТ	– главный циркуляционный трубопровод
КД	– компенсатор давления
НАН Беларуси	– Национальная академия наук Беларуси
ОИЭЯИ – Сосны	– Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
ПГ	– парогенератор
ПК	– программный комплекс
ПМ	– программный модуль
ПС	– программное средство
РК	– расчётный код
РУ	– реакторная установка
САОЗ	– система аварийного охлаждения активной зоны
СКУ	– система контроля и управления
СЛА	– система локализации аварии
СПОТ ЗО	– система пассивного отвода тепла от защитной оболочки
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка
BWR	– boiling water reactor (водоохлаждаемый реактор кипящего типа; <i>син.</i> – кипящий реактор)
CFD	– computational fluid dynamics (вычислительная гидродинамика)
ISP	– international standard problem (международная стандартная задача)
LES	– large eddy simulation (моделирование крупных вихрей)
PWR	– pressure water reactor (реактор с водой под давлением)
RANS	– Reynolds averaged Navier–Stokes (усреднённые по Рейнольдсу уравнения Навье–Стокса – уравнения Рейнольдса)

Введение

В контексте проблемы обеспечения безопасной и экономичной эксплуатации атомной электрической станции (АЭС) особое значение имеет разработка программного обеспечения для численного моделирования термогидродинамических процессов в ядерной энергетической установке (ЯЭУ). Очень важной задачей являются получение достоверного поведения основных параметров элементов оборудования для всего набора постулируемых аварийных ситуаций и, на основе их анализа, дальнейшее формулирование требований к структуре и характеристикам систем безопасности. Обоснование обеспечения безопасной работы ЯЭУ и удовлетворение соответствующим требованиям являются важным результатом решения данной задачи.

В документе [1] сказано, что в анализе безопасности при исследовании ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и проектных аварий следует использовать соответствующие компьютерные коды по теплогидравлике. Применение таких кодов обусловлено тем, что практически невозможно и нецелесообразно воспроизвести в полномасштабных натуральных экспериментах весь диапазон постулируемых аварийных ситуаций. Отсутствие полного эмпирического базиса оставляет единственную возможность для анализа нестационарных нормальных и аварийных процессов (расчётный анализ, носящий характер теоретического предсказания).

Контейнмент является последним, четвёртым, барьером безопасности блока АЭС на пути распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду. Процессы тепломассообмена в контейнменте при аварии с течью теплоносителя носят сложный пространственный характер, включают в себя многочисленные физические и химические явления. Результаты, полученные в ходе моделирования этих процессов, позволяют более точно описывать поведение реакторной установки (РУ) при аварии (более точно задать исходные данные).

В наши дни в Беларуси строится атомная электрическая станция проекта АЭС-2006 (РУ-491 с реактором ВВЭР-1200). Организацией, выполняющей научное сопровождение работ по строительству Белорусской АЭС, является ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси, коллективом которого ведётся работа по обоснованию безопасности АЭС. С этой целью используются различные программные средства, в том числе программный комплекс (ПК) COCOSYS [2].

Упомянутый ПК не единственный представитель программных средств своего класса – контейнментных кодов. Представляется полезным сделать аналитический обзор существующих расчётных кодов, предназначенных для моделирования процессов тепломассопереноса в контейнменте, а также экспериментальных стендов и установок, на которых выполняются натурные эксперименты, позволяющие получить информацию, необходимую для валидации программных средств. Подобного рода аналитических обзоров, насколько известно авторам, не существует. Этим и объясняются актуальность и полезность сде-

ланной работы. Настоящий препринт содержит результаты, которые ранее представлены авторами в рукописных трудах – отчётах о НИР ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси [3–5], выполненных авторами в рамках одного из заданий (научный руководитель – О.В. Семенович) Государственной программы «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009–2010 годы и на период до 2020 года».

1 Классификация контейнментных теплогидравлических расчётных кодов

В документе [6] представлена классификация вычислительных программ, которые применяются для обоснования безопасности ЯЭУ. Согласно этой классификации библиотеки компьютерных расчётных кодов (РК), необходимых для решения всего комплекса задач детерминистического анализа безопасности энергоблоков АЭС, можно разделить на следующие классы (рисунок 1.1): физики реакторов, термогидродинамические (теплогидравлические), исследования процессов в топливе, моделирования распространения радиоактивных выбросов в атмосфере, моделирования работы отдельных устройств ЯЭУ и исследования процессов в контейнменте.

Среди программных средств, предназначенных для моделирования процессов в контейнменте, в отдельную группу следует выделить расчётные коды, предназначенные для моделирования теплогидравлических процессов, протекающих внутри контейнмента. Последние в свою очередь можно разделить (рисунок 1.2) на программы, позволяющие моделировать процессы во всем контейнменте (во всех его помещениях с учётом их взаимосвязей), и коды, которые детально описывают процессы в некоторых отдельных помещениях контейнмента (в этом случае расчётная область должна быть односвязной).

Расчётные коды группы «А» (рисунок 1.2), моделирующие весь контейнмент, реализуют математические модели, позволяющие находить распределение рассчитываемых величин во всех помещениях контейнмента (учитывая их взаимосвязь). Но при этом ограничиваются усреднёнными по большим объёмам (сопоставимыми с характерными размерами помещений). Математические модели, реализованные в кодах группы «Б» (рисунок 1.2), позволяют детально моделировать топологию расчётной области (односвязной) и получать трёхмерные поля рассчитываемых величин. Поэтому программные средства группы «Б» условимся именовать «трёхмерными». Программы этой группы могут входить на правах расчётного модуля в программные комплексы группы «А».



Рисунок 1.1 – Состав множества РК, необходимых для анализа сценариев нештатных переходных и аварийных режимов работы ЯЭУ



Рисунок 1.2 – Типы контейментных кодов

1.1 «Трёхмерные» контейментные теплогидравлические расчётные коды

Программные комплексы рассматриваемого типа позволяют полностью воспроизводить трёхмерную конфигурацию исследуемой области (границы сложной формы) и получать трёхмерные поля интересующих нас величин в данной области, решая соответствующие уравнения. В качестве таких расчётных средств можно использовать CFD-коды (от англ. CFD – computational fluid dynamics), разработанные для решения задач вычислительной гидродинамики, то есть программы, ориентированные на решение широкого круга задач, а не только исследование термогидродинамических процессов в конкретном типе расчётных областей (аппараты, сооружения). Некоторые CFD-коды предназначены для моделирования процессов переноса, то есть решения задач гидродинамики и теплообмена. Часть (большинство) из этих программ – коды с закрытым исходным текстом (коммерческие), исходные тексты других доступны (распространяются бесплатно). Наиболее часто используемые коммерческие CFD-коды: CFX [7–15], Fluent [16–18], STAR-CD [19]. В качестве примера CFD-кода с открытым исходным текстом можно назвать программу OpenFOAM [20].

Существуют специализированные программы, которые позволяют моделировать не только поведение потоков газожидкостных сред, заполняющих помещения контеймента, но и учитывать те или иные физико-химические процессы, которые могут возникать во внутреннем пространстве контеймента в ходе аварии. Например, среди моделей, реализованных в таких вычислительных программах, может быть математическая модель процесса горения водорода. Авторы работы [21] для идентификации таких расчётных кодов вводят термин CFD-like, что можно перевести как CFD-подобные. Ниже представлена подробная информация о некоторых из них.

Российский трёхмерный код ПГС-ТК (парогазовая смесь – теплообмен и конденсация), ориентированный на моделирование тепло- и массообмена в защитной оболочке, имеет специальные опции для учёта пассивной рекомбинации водорода, прогрева многослойных тепловых структур и др. В статье [19] представлены математические модели кода, включающие уравнения баланса массы, импульса и энергии при низкоскоростном, существенно дозвуковом течении многокомпонентной парогазовой смеси [22]. Для моделирования турбулентности в распоряжение пользователя ПГС-ТК предоставляется несколько моделей (рисунок 1.3). Пользователь может выбрать одну из них в зависимости от специфики задачи и собственного предпочтения. Две из этих моделей основываются на традиционном и хорошо известном исследователям, не специализирующимся в области теории турбулентности, подходе к моделированию турбулентности, предложенном О. Рейнольдсом, – усреднению по Рейнольдсу (RANS – Reynolds Averaged Navier-Stokes equations), как модно стало

называть этот подход с конца прошлого века. Этими моделями являются модель SST [23], реализованная в таком же виде, как и в кодах CFX, Fluent и STAR-CD, и « $k-\epsilon$ » модель [24]. Ещё две модели, требующие для их численной реализации гораздо больших компьютерных ресурсов, являются гибридными моделями, в которых учтены и методология RANS, и методика, получившая название «моделирование крупных вихрей»: LES – Large Eddy Simulation. Это гибридная модель RANS/LES на основе модели SST [25] и гибридная модель RANS/LES на основе $k-\epsilon$ модели [26].



Рисунок 1.3 – Модели турбулентности, доступные в коде ПГС-ТК

В работе [19] представлены результаты тестирования названных моделей турбулентности на задаче естественно-конвективного течения вдоль вертикальной пластины при наличии ламинарно-турбулентного перехода. Окончательная верификация проводилась на основе результатов экспериментов, выполненных на стенде КМС. В этих экспериментах воспроизводились все основные процессы, определяющие пассивный отвод тепла из защитной оболочки [27]. С помощью расчётного кода ПГС-ТК проводилось моделирование течения парогазовой смеси в контейменте при пассивном отводе тепла через четыре теплообменника, которые находились в подкупольном пространстве. Результаты вычислительных экспериментов сравнивались с результатами таких же экспериментов, выполненных с помощью коммерческого расчётного кода STAR-CD, и данными натурных экспериментов. Сравнение показало хорошее согласие ре-

зультатов, что позволило сделать вывод о возможности применения РК ПГС-ТК для моделирования процессов в контейменте АЭС с ВВЭР в условиях запроектной аварии.

Компьютерный код FIRECON (FIRE + CONtainment), который также относится к ранее упомянутым специализированным кодам, предназначен для проведения трёхмерных расчётов горения газовых смесей в замкнутых объёмах сложной геометрии в широком диапазоне режимов горения (от медленного до детонации) с целью получения оценок максимально возможных (для заданного набора исходных параметров) уровней механических нагрузок на строительные конструкции и элементы оборудования. РК FIRECON реализует основанную на полуэмпирических критериях и зависимостях феноменологическую модель процессов горения и трёхмерную модель процессов гидродинамики и теплообмена в пространстве контеймента [28, 29]. Код FIRECON использовался авторами работы [28] для проведения серии расчётов, целью которых было определение нагрузок на строительные конструкции, возникающих вследствие горения водорода при запроектной аварии (ЗПА) применительно к АЭС с ВВЭР-1000. Был выполнен анализ водородной ситуации в контейменте при двух сценариях ЗПА: 1) малой течи D_y 80 мм из холодной нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с отказом активной части системы аварийного охлаждения активной зоны (CAOЗ); 2) большой течи D_y 346 мм при разрыве «дыхательного» трубопровода компенсатора давления (КД) с отказом активной части CAOЗ.

В первом случае анализ результатов показал, что возможно медленное горение в незначительных объёмах, а нагрузки на строительные конструкции и элементы оборудования не представляют угрозы. Во втором случае было установлено, что максимальный перепад давления создаётся на нижнем перекрытии помещений парогенераторов (ПГ). Нагрузки на стены и перекрытия в данном режиме также не превышают критических значений.

Для обоснования водородной безопасности действующих и проектируемых объектов атомной энергетики сотрудниками ГНЦ РФ ФЭИ разработан трёхмерный код КУПОЛ-3D. В нём используется пространственная (трёхмерная) математическая модель сжимаемой среды при существенно дозвуковом течении [22], уравнения которой представлены в [30]. Названная модель описывает широкий спектр явлений, реализующихся в помещениях контеймента при авариях с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР: 1) распространение пара и водородосодержащих смесей; 2) объёмная и поверхностная конденсация пара; 3) медленное горение водорода; 4) функционирование рекомбинаторов водорода; 5) попадание в атмосферу «горячих» аэрозолей и ряд других процессов. Для учёта турбулентного перемешивания в коде КУПОЛ-3D реализована модель Прандтля для струйных течений. Модель поверхностной конденсации пара основана на гипотезе об аналогии процессов тепло- и массоотдачи, то есть полагается, что массовый поток конденсирующегося пара на охлаждаемую стенку пропорционален коэффициенту теплоотдачи. Верификация кода прово-

дилась на международной стандартной задаче ISP-47 (ISP – International Standard Problem), главная цель которой – это исследование локальных характеристик и структуры газового потока в замкнутом объёме, в котором моделируются интегральные термодинамические параметры контейнента водо-водяного реактора. Исследование проводилось на экспериментальной установке MISTRA. Результаты расчёта удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными [30].

Следует упомянуть ещё ряд расчётных кодов, применяемых в практике детерминистического анализа безопасности. Для решения задачи распространения, горения и детонации водорода под защитной оболочкой АЭС используются следующие ПК: GASFLOW [31–33], COM3D [31], TONUS-CFD [34–36], REACFLOW [12]. Для теплогидравлического расчёта контейнента используется код GOTHIC [37–51]. С помощью некоторых из них (GOTHIC, TONUS) можно проводить как расчёты трёхмерных полей, так и пространственно усреднённых величин.

В настоящее время «трёхмерные» контейментные коды широко применяются для обоснования контейментных систем на этапе разработки и в процессе модернизации (например, обоснование системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки (СПОТ 30) [19, 52], обоснование проектных решений по вентиляционным системам реакторного отделения).

Очевидно, что если требуется найти пространственные распределения интересующих исследователя параметров не в некотором «обособленном» помещении некоего абстрактного контейнента, а в помещении, взаимосвязанном с другими частями контейнента, то необходимо найти распределения интересующих величин во всех объёмах, составляющих внутреннее пространство контейнента, с учётом их взаимосвязей. На такой стадии вполне можно, как показывает практика, ограничиться нахождением пространственно усреднённых величин. (Здесь следует заметить, что знания трёхмерных полей рассчитываемых величин во всех помещениях, как правило, не требуется). Поэтому, начинать моделирование следует с проведения вычислительных экспериментов, в которых задействуются расчётные коды группы «А» (рисунок 1.2). Разумно иметь в распоряжении исследователя расчётное средство, которое обладало бы детерминистическими возможностями как кодов группы «А», так и группы «Б». Такого рода интеграция программных средств, применяемых для решения теплогидравлических контейментных задач, – одна из основных тенденций в разработке современных теплогидравлических контейментных ПК. Модуль трёхмерного расчёта включен в состав программы TONUS. Аналогичный модуль реализован и в расчётном коде COCOSYS. Этот модуль, при моделировании процессов в интересующем помещении, в качестве граничных условий использует результаты расчёта кода, моделирующего весь контеймент.

Заметим, что эволюция некоторых программных комплексов шла в «обратном» направлении: они изначально разрабатывались как трёхмерные (например, КУПОЛ, GOTHIC), в результате усовершенствования стали обладать

возможностями кодов и группы «А», и группы «Б» (рисунок 1.2). То есть первые версии программ (трёхмерные) становились на некоторой стадии модернизации программными модулями «интегральных» контейментных кодов.

В процессе разработки «трёхмерного» программного модуля можно воспользоваться кодами, исходные тексты которых доступны. Можно поступить иначе: внести изменения в открытый код – откорректировать существующую модель или заменить новой. Например, в работе [53] для улучшения анализа водородной безопасности контейнента авторы модифицировали CFD-код OpenFOAM, применив две новые модели турбулентности.

В таблице 1.1 представлены сведения (указаны организации-разработчики и страны) о «трёхмерных» расчётных кодах, которые используются при моделировании теплофизических и физико-химических процессов в контейменте энергоблока с PWR (ВВЭР) и BWR.

Таблица 1.1 – Трёхмерные коды, используемые для моделирования процессов в контейменте

Код	Организация-разработчик	Страна
CFX	ANSYS, Inc.	США
Fluent	ANSYS, Inc.	США
STAR-CD	CD-adapco	США
OpenFOAM	OpenCFD Ltd	Великобритания
GOTHIC	NAI	США
ПГС-ТК	СПбГПУ, СПбАЭП	Россия
КУПОЛ-3D	ГНЦ РФ ФЭИ	Россия
GASFLOW	KIT	Германия
COM3D	KIT	Германия
TONUS-CFD	CEA, IRSN	Франция
FIRECON	РФЯЦ-ВНИИЭФ	Россия
REACFLOW	JRC	ЕС
DEFINE	NUPEC	Япония

1.2 Расчётные коды, моделирующие весь контеймент

Для моделирования процессов во всем контейменте используются коды, реализующие математические модели, сформулированные для пространственно усреднённых величин. В зарубежной литературе их называют LP-кодами (LP – Lumped Parameter). Для проведения адекватных расчётов такими программными средствами контеймент дискретизируют: представляют в виде совокупности областей (контрольных объёмов) с учётом их взаимосвязей. Названные области в дискретной модели интерпретируются как узлы расчётной сетки (нодализацияной схемы).

Так как термогидродинамические процессы в контейменте напрямую связаны с процессами гидродинамики и теплообмена в реакторной установке, в последнее десятилетие начаты работы по интеграции теплогидравлических контейментных и системных (моделируют процессы в реакторной установке) кодов (рисунок 1.1) в единый расчётный комплекс. Это стало возможно, благодаря успехам в разработке программных средств названных классов и прогрессу вычислительной техники. Такие работы проводятся, например, в GRS: интеграция кодов COCOSYS и ATHLET(-CD). В статье [54] представлены РК КОРСАР-КУПОЛ для моделирования аварий без тяжелого повреждения активной зоны и РК СОКРАТ/В1 – для анализа тяжёлых аварий. Там же рассмотрены принципы организации связи между контейментным и системным кодами.

Компьютерный код CONTAIN – интегральный инструмент анализа физико-химических процессов в контейменте при аварии с выходом теплоносителя и других веществ из первого контура легководного реактора [55–58]. Аналогами CONTAIN являются коды COCOSYS [2, 59–70], АНГАР [71], КУПОЛ-М [82]. На данный момент ведется разработка корейского кода САР [72].

Интегральный код ASTEC служит для анализа тяжёлых аварий (аварий с плавлением топлива). Расчёт процессов в контейменте производится программным модулем CPA (Containment Part of ASTEC). Предшественником ASTEC является WAVCO – контейментный код первого поколения. Подробнее о коде ASTEC (CPA) и его верификации можно узнать, познакомившись с работами [35, 73–80].

Заметим, что ASTEC по своим детерминистическим возможностям является аналогом американского ПК MELCOR [32, 58, 76, 81].

Таблица 1.2 содержит информацию об «интегральных» контейментных кодах, аналогичную представленной в таблице 1.1 для «трёхмерных» программ.

В расчётной практике исследователя СНГ наиболее используются коды КУПОЛ-М и COCOSYS, которые являются кодами одного класса. Поэтому имеет смысл их рассмотреть подробнее.

Таблица 1.2 – Коды, моделирующие весь контеймент

Код	Организация-разработчик	Страна
COCOSYS	GRS	Германия
КУПОЛ-М	ГНЦ РФ ФЭИ	Россия
ASTEC/CPA	GRS, IRSN	Германия, Франция
CONTAIN	SNL	США
MELCOR	SNL	США
САР	KNS	Корея
АНГАР	НИАЭП	Россия
GOTHIC	NAI	США
FUMO	UNIPI	Италия

В расчётной практике исследователя СНГ наиболее используются коды КУПОЛ-М и COCOSYS, которые являются кодами одного класса. Поэтому имеет смысл их рассмотреть подробнее.

1.2.1 «Интегральный» контейментный код КУПОЛ-М

ПК КУПОЛ-М, разработанный в ГНЦ РФ ФЭИ [82], предназначен для моделирования процессов теплопереноса в объёме защитных оболочек полного давления АЭС с ВВЭР при авариях с разрывом трубопроводов и течию теплоносителя под защитной оболочкой.

В программе реализована математическая модель с сосредоточенными параметрами, система решаемых уравнений которой получена усреднением уравнений термогидродинамики сплошной среды по методу контрольных объёмов. Внутренне пространство контеймента представляется в виде взаимосвязанных контрольных объёмов, каждый из которых может иметь несколько связей с другими объёмами (помещениями) или с окружающей средой. Пространственно усреднённые параметры в каждом контрольном объёме определяются в предположении о гомогенности парогазовой смеси. Перенос парогазовой смеси осуществляется через связи между помещениями. Контрольные объёмы могут быть разграничены между собой стенами. Оборудование, находящееся внутри помещений (контрольных объёмов), моделируется плоскими стенами.

Предусмотрена возможность моделирования функций следующих систем безопасности (рисунок 1.4): 1) спринклерной системы; 2) системы аварийного

удаления водорода на основе использования каталитических рекомбинаторов; 3) системы подачи воды из приемка в активную зону; 4) системы предохранительных клапанов; 5) вентиляционной системы (при нормальной эксплуатации АЭС).

Программа обеспечивает расчёт следующих изменяющихся с течением времени величин [82]: 1) температуры и давления газа в помещениях контейнента; 2) температурных полей в стенах и оборудовании; 3) плотностей (концентраций) азота, кислорода, пара, водорода, окиси углерода, углекислого газа, гелия и произвольного инертного газа в помещениях контейнента; 4) количества образующегося конденсата и его температуры в помещениях контейнента; 5) интенсивности конденсации пара на поверхностях стен и в объёме помещений контейнента; 6) температуры и массы воды в приемках; 7) расходов компонентов газовой смеси в проходках между помещениями.



Рисунок 1.4 – Моделируемые в КУПОЛ-М системы безопасности

Код КУПОЛ-М обладает возможностями программ группы «Б» (рисунок 1.2): он включает в свой состав программный блок, позволяющий рассчитывать трёхмерные поля величин в некотором интересующем исследователя помещении (объёме).

Процессы коагуляции, переноса и осаждения аэрозолей в значительной мере зависят от теплогидравлических условий в помещениях ЗО. Поэтому рас-

чётные модели поведения аэрозолей в атмосфере ЗО требуют информации о теплообмене в контейненте. В состав ПК КУПОЛ-М входит расчётный модуль ASTRA-C, предназначенный для моделирования кинетики аэрозолей в помещениях контейнента в условиях аварий на АЭС. В работе [83] представлены сведения о реализованной в ASTRA-C математической модели, её программной реализации, интеграции в КУПОЛ-М, тестировании и начальной верификации.

Информация о математических моделях, реализованных во входящем в состав КУПОЛ-М программном модуле расчёта летучих форм йода под защитной оболочкой(ЗО), приведена в работе [84]. Модуль верифицирован по экспериментальным данным, полученным на стенде RTF [85]. В работе [86] представлены математическая модель и её дискретный аналог, реализованные в программном комплексе, разработанном на базе КУПОЛ-М и являющимся его дальнейшим логическим развитием. Различные аспекты применения КУПОЛ-М в расчётной практике и результаты его верификации рассмотрены в [87–90].

В заключение отметим, что контейментный код КУПОЛ-М применяется для решения задач детерминистического анализа безопасности проектировщиками (российскими специалистами) энергоблоков Белорусской АЭС [83, 91–93].

1.2.2 «Интегральный» контейментный код COCOSYS

Программный комплекс COCOSYS (COntainment COde SYstem) разрабатывается Обществом по безопасности ядерных реакторов и установок (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) – Кёльн, Германия). Предшественником COCOSYS (Klein-Hessling и др., 2000) является контейментный код RALOC4 (Klein-Hessling и др., 1995). В 2010 году вышла версия COCOSYS V2.3, которая эксплуатируется в ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси.

ПК COCOSYS V2.3 – основанный на современных детерминистических моделях теплогидравлический реалистический код, позволяющий моделировать все физические процессы, протекающие в контейменте легководного ядерного реактора в ходе тяжёлой аварии [2]. Для более адекватного моделирования и более точных расчётов в реализованных в компьютерном коде COCOSYS математических моделях учитывается взаимное влияние моделируемых процессов.

ПК COCOSYS V2.3 имеет модульную структуру (рисунок 1.5) – он состоит из нескольких компьютерных программ (программных модулей – ПМ), каждая из которых обеспечивает моделирование некоторой части всей совокупности рассматриваемых процессов.

Основные модули, образующие ПК COCOSYS:

- THY – головной теплогидравлический модуль;

- AFP – модуль, моделирующий поведение аэрозолей и продуктов деления;
- CCI – модуль, моделирующий взаимодействие остатков активной зоны с бетоном.

Связь между модулями осуществляется через параллельную виртуальную машину PVM 94 (Parallel Virtual Machine), которая обеспечивает функционирование всей модульной системы.

ПМ THY (Thermal Hydraulic) – это основной модуль, моделирующий термогидродинамические процессы в контейменте, распространение газовой фазы, распределение давлений в помещениях, горение водорода, поведение систем безопасности и так далее. Этот модуль имеет в своём составе контейментный код RALOC4 (RALOC/Mod4), «теплогидравлическую часть» расчётного кода FIPLOC, а также взятые из кодов DRASYS, COFLOW и CRDLOC программы, реализующие модели различных процессов.

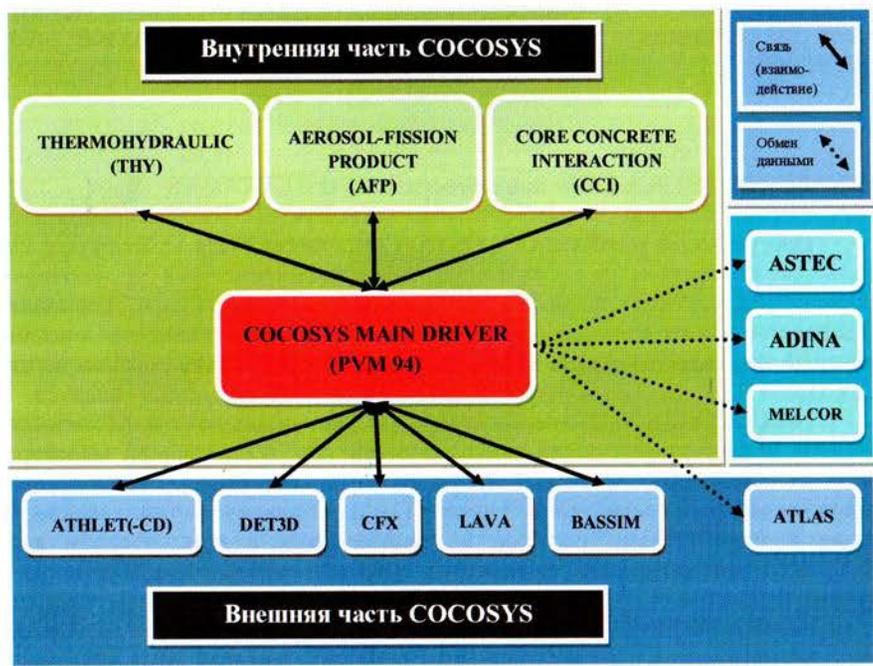


Рисунок 1.5 – Модульная структура кода COCOSYS [2] и его взаимодействие с другими кодами

Модуль AFP (Aerosol-Fission Product) является дополненной новыми моделями переноса продуктов деления версией программы FIPLOC, а точнее той её части, в которой реализованы модели поведения продуктов деления и аэрозолей.

ПМ CCI (Core Concrete Interaction) представляет собой модернизированный вариант вычислительной программы WECHSL. Проведенная модернизация позволила более точно моделировать химические процессы, основываясь на возможностях библиотеки CHEMAPP.

Модули THY, AFP, CCI и виртуальная машина PVM 94 входят в так называемую внутреннюю часть COCOSYS.

В состав кода COCOSYS также входят коды: CFX (моделирует пространственное (трёхмерное) распределение газовой фазы и горение водорода), DET3D (моделирует процесс детонации водорода – используются упрощенные эмпирические зависимости), LAVA (моделирует распространение и конечное расположение расплава) и ATLAS (представляет результаты вычислений с помощью современных методов визуализации данных; создан как интегральная среда моделирования, в которую входят ATHLET/ATHLET-CD, COCOSYS, ASTEC, MELCOR, S-RELAP). Они принадлежат к так называемой внешней части ПК COCOSYS.

Проводится разработка связи в единый ПК теплогидравлического системного реалистического кода ATHLET(-CD), предназначенного для моделирования процессов теплопереноса в РУ, и теплогидравлического контейментного кода COCOSYS, моделирующего состояние содержимого (в частности, атмосферы) помещений контеймента, по сути – окружающей среды для РУ.

Следует заметить, что результаты расчётов ПК COCOSYS могут также использоваться кодами других классов (рисунок 1.1). Например, кодами ASTEC, ADINA, MELCOR. Модульная структура ПК COCOSYS позволяет в процессе развития (модернизации) менять в отдельности один модуль не изменяя остальные. Таким образом, разработчик может либо модернизировать модуль, либо передать функции данного модуля другому модулю. Например, модуль BASSIM (рисунок 1.5) в версии 2.4 уже не используется, так как его функции успешно выполняет модуль CFX.

2 Экспериментальные стенды для валидации контейментных кодов

Важным этапом в разработке расчётного кода является его валидация по данным натуральных экспериментов. Валидацию программного средства (ПС) не следует путать с тестированием и отладкой. Тестирование – стадия разработки

программы, на которой убеждаются в том, что ввод исходных данных, обмен данными между составными частями тестируемого ПК (модули, подпрограммы и т.п.) и обработка данных этими составными частями, и, наконец, вывод непосредственно результатов расчётов выполняются правильно. Отладка – это процедура устранения ошибок в программе, обнаруженных в процессе тестирования.

Термин «верификация» более правильно применять не к расчётным кодам, а реализуемым этими кодами математическим моделям. Математические модели, разрабатываемые для решения задач математической физики, имеют следующую специфику. Во-первых, в составе системы решаемых уравнений присутствуют соотношения между физическими величинами, справедливые лишь в рамках какой-либо теории (в нашем случае – механики сплошной среды) и требующие порой дополнительных замыкающих выражений (в нашем случае это, во-первых, – выражения для описывающих турбулентные эффекты членов уравнений решаемой системы). Во-вторых, математическая модель – это не только система решаемых уравнений, но и совокупность замыкающих эти уравнения соотношений плюс граничные и/или начальные условия. Из сказанного не составляет труда понять, что любая модель, сформулированная, в частности, в рамках формализма сплошной среды (наш случай), для подтверждения своей адекватности и применимости (с точки зрения точности получаемых результатов) требует сравнения данных, полученных с помощью реализующего эту математическую модель ПС, с данными натуральных экспериментов. Такую процедуру принято называть валидацией. Очевидно, что по мере накопления банка данных натуральных экспериментов, необходимых для валидации, объём работ по валидации конкретного ПС (далее говоря о валидации программного средства, будем подразумевать валидацию реализованных в нём математических моделей и их дискретных аналогов) возрастает. По сути, процесс валидации ПС – это некоторое исследование, начало которого совпадает с окончанием процедуры тестирования и проведением первых серий вычислительных экспериментов, а конец совпадает с окончанием эксплуатации названного ПС (или конкретной его версии).

В настоящем разделе представлены некоторые сведения, позволяющие составить представление о специфике валидации контейментных теплогидравлических кодов.

Необходимые для валидации контейментных теплогидравлических кодов экспериментальные данные получают на стендах различного класса (рисунок 2.1): мелкомасштабных, среднемасштабных и крупномасштабных [94].

Мелкомасштабные стенды используются для исследования локальных явлений теплопереноса. На таких установках получают основные замыкающие соотношения для физико-математических моделей.

На стендах среднего масштаба воспроизводятся условия каких-либо сложных натуральных процессов. Получаемые на этих установках данные служат

для верификации отдельных математических моделей и, соответственно, реализующих их программных модулей.

Крупномасштабные интегральные стенды позволяют воспроизводить в крупном масштабе натуральный объект, граничные условия и сценарий развития аварии. Результаты исследований, выполненных на таких экспериментальных комплексах, применяются для проверки работы реальных систем безопасности и для валидации расчётных кодов в целом. В [94] проведен анализ экспериментальных установок такого типа. В таблице 2.1 представлены наиболее интересные из перечисленных там стендов.



Рисунок 2.1 – Классы стендов для исследования процессов в контейменте

Таблица 2.1 – Крупномасштабные экспериментальные стенды: краткая характеристика

Стенд	Страна	Объём, м ³	Предмет исследований / основные характеристики
КМС	Россия (НИТИ)	1830	Интегральные процессы конвекции парогазовой смеси, конвективный теплообмен, поверхностная и объёмная конденсация пара, перенос водорода (гелия), поведение аэрозолей
БК	Россия (ЭНИЦ)	520	Изучение интегрального поведения барботажно-вакуумной системы локализации аварии (рост давления, силовые нагрузки на металлические конструкции, конденсация пара в тарелках, унос воды в воздушную ловушку)

Продолжение таблицы 2.1

Стенд	Страна	Объём, м ³	Предмет исследований / основные характеристики
У-316	Россия (ВНИИЭФ)	70	Конвективно-диффузионное распространение водорода, стратификация водорода, влияние спринклерных на перемешивание водорода, рекомбинация и взрывное горение водорода
СПОТ 30	Россия (ОАО «ОКБМ Африкантов»)	60	Конвективно-диффузионное распространение водорода, влияние системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки на перемешивание и стратификацию водорода
ДКМ	Россия (ФЭИ)	220	Нестационарные контуры циркуляции, конвекция и стратификация парогазовой смеси, влияние струй спринклера на движение смеси, конденсация на стенах и каплях спринклерного факела, объёмная конденсация, конвективно-диффузионное распространение водорода в боксах, перемешивание водорода
СТЛ	Россия (ФЭИ)	0.1	Конвекция парогазовой смеси, тепло- и массоотдача к стенам, конденсация на стенах при наличии неконденсирующихся газов
HDR	Германия	11400	Модель защитной оболочки АЭС в масштабе 1:5, защитная оболочка разделена на 62 бокса, проведены интегральные эксперименты по сценарию развития тяжёлых аварий с потерей теплоносителя и плавлением активной зоны
NUPEC	Япония	1310	Модель защитной оболочки АЭС в масштабе 1:16, защитная оболочка разделена на 28 боксов, проведены интегральные эксперименты по сценарию развития тяжёлых аварий с потерей теплоносителя и плавлением активной зоны (ISP35)

Окончание таблицы 2.1

Стенд	Страна	Объём, м ³	Предмет исследований / основные характеристики
HEDL	США	850	Имитатор защитной оболочки, стальной теплоизолированный сосуд, проведены интегральные эксперименты по распространению различных аэрозолей
BMC	Германия	620	Имитатор защитной оболочки, железобетонный сосуд разделён на девять помещений; проведены интегральные эксперименты по распространению гелия и гигроскопичного аэрозоля (ISP37)
PANDA	Швейцария	460	Имитатор пассивных систем охлаждения защитной оболочки; состоит из шести отдельных цилиндрических сосудов, соединённых трубами; проведены интегральные теплогидравлические эксперименты
VICTORIA	Финляндия	25	Модель защитной оболочки АЭС «Ловиса» (Финляндия) в масштабе 1:2300, проведены интегральные теплогидравлические эксперименты с применением гелия в качестве имитатора водорода (ISP47)
TOSQAN	Франция	7	Теплогидравлика (гелий), влияние спринклера

Крупномасштабные стенды, созданные в развитых странах, в той или иной мере моделируют аварийные процессы в защитной оболочке. Результаты экспериментов используются в первую очередь для развития и валидации национальных кодов стран – владельцев стендовой базы и обработки новых проектных решений по системам безопасности действующих и проектируемых АЭС.

Большинство стендов создано в организациях, занимающихся разработкой соответствующих расчётных кодов или их аттестацией.

Современный интегральный стенд обладает следующими свойствами:

1) является крупномасштабной моделью натурной защитной оболочки конкретной АЭС, при этом на стенде имитируются все основные системы безопасности натурального объекта;

2) имеет развитую систему измерений; уникальные датчики; компьютерную систему сбора, обработки и хранения экспериментальных данных;

3) каждый экспериментальный режим обрабатывается согласно индивидуальному сценарию развития аварии на натурном объекте; воспроизводится (или моделируется) большинство физических явлений, ожидаемых в реальном процессе;

4) экспериментальные данные используются как для верификации расчётных кодов, так и для обработки конструкции систем безопасности прототипа;

5) представление экспериментальных данных находится на уровне международных научно-исследовательских программ типа ISP, направленных на повышение безопасности АЭС.

Заметим, что среди российских стендов только КМС является крупномасштабной моделью натурной защитной оболочки АЭС.

Рассмотрим более подробно крупномасштабный интегральный стенд БК В-213 [95] (рисунки 2.2 и 2.3). Этот стенд широко используется для верификации расчётного кода COCOSYS. Он моделирует барботажно-вакуумную систему локализации аварии и герметичные помещения АЭС с реактором ВВЭР-440/213. Объёмный масштаб стенда 1:100. Стенд предназначен для проведения теплогидравлических испытаний по изучению работоспособности и надёжности конструкции барботажно-вакуумной локализирующей системы безопасности АЭС с ВВЭР-440/213 при максимальных проектных авариях, авариях с малыми течами из первого контура и авариях с разрывом паропровода второго контура. Общие характеристики стенда представлены в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Основные характеристики стенда БК В-213

Характеристика	Значение
Масштаб моделирования по объёмам герметичных помещений и расходам теплоносителя	1:100
Количество герметичных помещений	5
Количество сосудов высокого давления	5
Общий объём герметичных помещений	520 м ³
Объём сосудов высокого давления	7 м ³
Максимальное рабочее давление теплоносителя	12,5 МПа
Максимальная рабочая температура теплоносителя	327,5 °С
Максимальное давление в герметичных помещениях	0,3 МПа

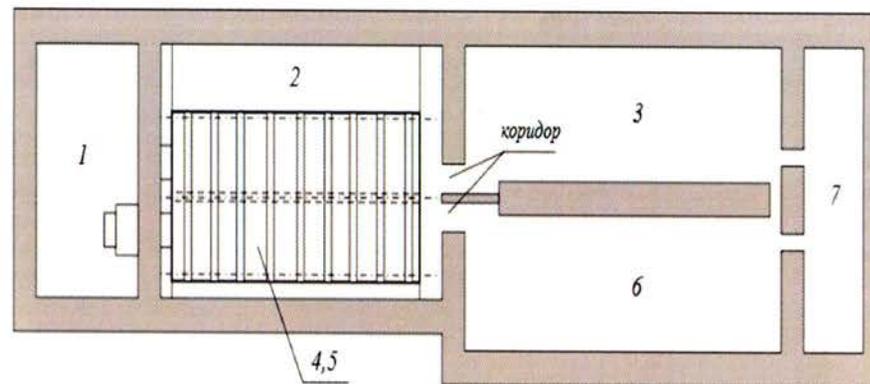
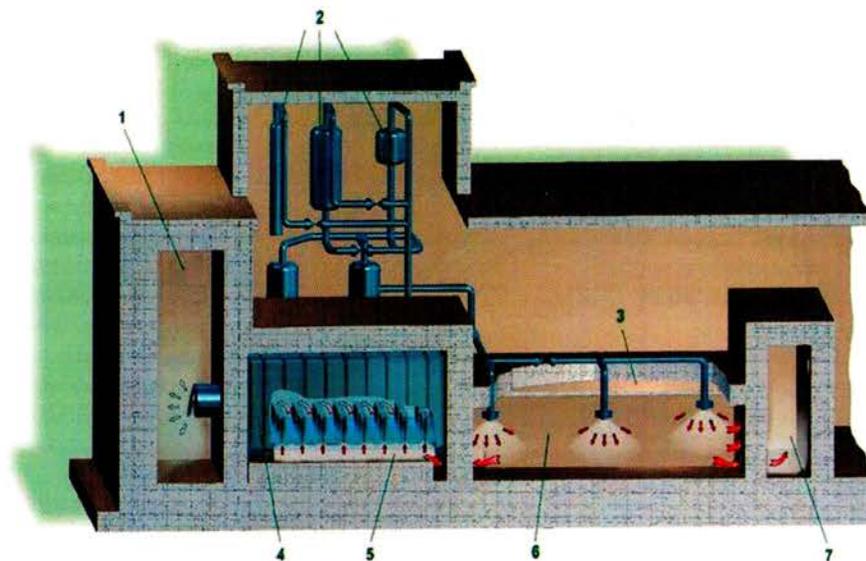


Рисунок 2.2 [96]– Общий вид установки БК В-213 (верхний фрагмент) и вид сверху (нижний фрагмент): 1 – воздушная ловушка; 2 – сосуды ВПУ; 3 – бокс парогенераторных помещений № 2; 4 – барботёр-конденсатор; 5 – шахта БК; 6 – бокс парогенераторных помещений № 1; 7 – тупиковый объём.

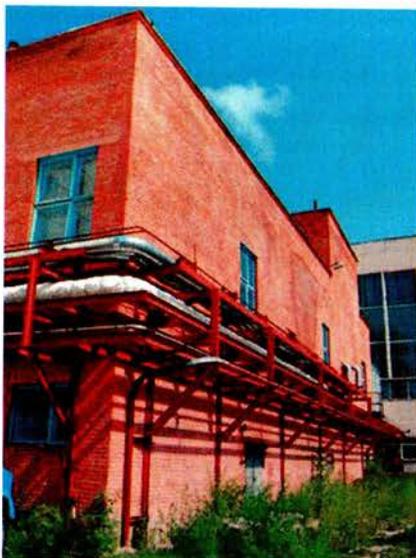


Рисунок 2.3 [96] – Здание стенда БК В-213



Рисунок 2.4 [96] – Барботёр-конденсатор

Стенд состоит из модели барботёра-конденсатора (БК), представленной на рисунке 2.4, моделей герметичных помещений и водо-приготовительного устройства (система сосудов высокого давления).

Модель БК является натурным фрагментом барботера-конденсатора АЭС, состоящим из 18 натуральных элементов «канал-колпачоку», расположенных в двух рядах по девять элементов в каждом. Высотные отметки модели БК выполнены в масштабе 1:1.

Модели герметичных помещений стенда (боксы парогенераторов, шахта локализации аварии с натурным фрагментом БК, ловушка воздуха, тупиковые помещения) выполнены в масштабе 1:100. Наружные стены и перекрытия герметичных помещений рассчитаны на воздействие избыточного давления 0,2 МПа.

Система водо-приготовительных устройств (ВПУ), состоящая из сосудов и трубопроводов высокого давления, позволяет моделировать истечение пароводяной смеси из первого и второго контуров РУ при авариях, связанных с потерей теплоносителя.

Стенд оснащен современными системами АСНИ (автоматизированная система научных исследований) и СКУ (система контроля и управления). Система АСНИ включает более 300 измерительных каналов с частотой опроса 10–50 Гц. Для измерений используются стандартные и нестандартные средства, включающие в себя датчики давлений, температур, расходов, уровней, перепадов давлений, скоростей, пульсаций давлений, концентраций воздуха в паровоздушной смеси, кондуктометрические и ультразвуковые датчики измерения физического уровня воды в барботёре-конденсаторе. Для визуального наблюдения за процессом набухания уровня воды в тарелках БК, работой перепускного и обратного клапанов применяется видеосъемка.

В 2005 году на стенде в боксе парогенератора, куда выходит линия истечения пароводяной смеси, установлен новый рабочий участок для проведения исследований гидродинамических воздействий на оборудование при разрывах трубопроводов высокого давления. Высокочастотная система измерений позволяет определять характеристики ударных волн и струй теплоносителя, образующихся при разрывах, для различных конфигураций места разрыва и расположения оборудования.

Особенности конструкции стенда позволяют использовать его для следующих экспериментальных исследований:

- 1) моделирования аварий, связанных с единичными отказами оборудования барботажно-вакуумной системы локализации аварий;
- 2) оценки герметичности гермообъёма, экспериментального обоснования методик оценки достоверности результатов интегральных испытаний гермообъёма;
- 3) исследования проблем прочности конструкций;
- 4) испытаний предохранительных клапанов бокса парогенератора на блоках с реактором ВВЭР-440/213;

- 5) моделирования работы БК в условиях запроектных аварий;
- 6) исследования гидродинамических воздействий на оборудование при авариях с разрывом трубопроводов.

На стенде выполнена экспериментальная программа международного проекта TACIS/PHARE No. PH2.13/95 «Bubble Condenser Experimental Qualification Project» по моделированию работы барботажно-вакуумной системы локализации в условиях максимальной проектной аварии (гильотинный разрыв холодного трубопровода первого контура) реактора ВВЭР-440/213; в рамках соглашения с GRS (Германия) были выполнены два эксперимента, посвященные исследованию работы барботажно-вакуумной системы АЭС с ВВЭР-440/В-213 при аварии с разрывом паропровода; в рамках контракта с АЭС Пакш (Венгрия) были выполнены три эксперимента по моделированию работы барботажно-вакуумной системы АЭС с ВВЭР-440/В-213 в условиях аварий: разрыв паропровода; образование течи в первом контуре эквивалентным диаметром 200 мм; образование течи в первом контуре эквивалентным диаметром 90 мм; серия экспериментов в рамках проекта Tacis R2.01/99, который был посвящен экспериментальной квалификации барботажно-вакуумной системы локализации аварии (СЛА) 3-го блока Кольской АЭС. Предварительно стенд был модернизирован для учёта специфических особенностей СЛА этого блока, после чего проведены 6 экспериментов, в которых смоделировано поведение СЛА в условиях аварий с большими течами, малыми течами и с разрывом паропровода. Сценарии экспериментов разработаны на основе претестовых расчётов с использованием ПК ATHLET и COCOSYS. Перенос полученных экспериментальных результатов на условия АЭС был осуществлен с помощью процедуры верификации расчётных кодов и их последующего применения для анализов соответствующих аварийных ситуаций на АЭС. В результате выполненного комплекса работ доказано, что барботажно-вакуумная СЛА обеспечивает в гипотетических аварийных режимах соблюдение проектных пределов по давлению в герметичных помещениях и перепаду давления на элементах барботажных устройств для всех АЭС с ВВЭР-440/В-213.

Заключение

В работе сделан аналитический обзор современных контейментных теплогидравлических расчётных кодов – необходимого инструмента детерминистического анализа безопасности контейментов энергоблоков атомных электростанций (АЭС).

Показано, что контейментные теплогидравлические РК можно классифицировать на две группы: программы, позволяющие моделировать процессы во всем контейменте (во всех его помещениях с учётом их взаимосвязей), и коды,

которые детально описывают процессы в некоторых отдельных помещениях контеймента (в этом случае расчётная область должна быть односвязной).

Подробно (насколько позволяет объём препринта) рассмотрены ПК КУПОЛ-М и COCOSYS, наиболее часто используемые в расчётной практике для исследования контейментов энергоблоков с ВВЭР.

Экспериментальные стенды, предназначенные для валидации контейментных теплогидравлических расчётных кодов, можно разделить на три класса: мелкомасштабные, среднемасштабные и крупномасштабные.

Мелкомасштабные стенды используются для исследования локальных явлений теплопереноса. На таких установках получают основные замыкающие соотношения для физико-математических моделей. На стендах среднего масштаба воспроизводятся условия каких-либо сложных натуральных процессов. Получаемые на этих установках данные служат для верификации отдельных математических моделей и, соответственно, реализующих их программных модулей. Крупномасштабные интегральные стенды позволяют воспроизводить в крупном масштабе натуральный объект, граничные условия и сценарий развития аварии. Результаты исследований, выполненных на таких экспериментальных комплексах, применяются для проверки работы реальных систем безопасности и для валидации расчётных кодов в целом.

Список использованных источников

1. Серия изданий по безопасности. № NS-G-1.2. Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций. Руководство по безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 2004. – 99 с.

2. COCOSYS V2.4: User's Manual. – Berlin, Gesellschaft für Anlaghe- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2010. – 590 p.

3. Государственная программа «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009 – 2010 годы и на период до 2020 года». Мероприятие 13 «Разработка и создание системы научно-технической поддержки по вопросам ядерной и радиационной безопасности на базе «Объединённого института энергетических и ядерных исследований – Сосны». Этап 13.10.9 «Провести вычислительные эксперименты для РУ с реактором с водой под давлением, выполнить анализ результатов»: отчёт о НИР: в 2 ч. / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси; рук. этапа О.В. Семенович. – Минск, 2015. – Ч. 2. – 271 с. – № ГР 20122506; инв. № 1551.

4. Государственная программа «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009 – 2010 годы и на период до 2020 года». Мероприятие 13 «Разработка и создание системы научно-технической поддержки по вопросам ядерной и радиационной безопасности на базе «Объе-

динённого института энергетических и ядерных исследований – Сосны». Задание 13.10 «Освоить, апробировать и верифицировать теплогидравлические реалистические коды ATHLET, ATHLET-CD и COCOSYS с целью их дальнейшего применения в задачах детерминистического анализа безопасности энергоблоков белорусской АЭС»: отчёт о НИР (заключительный) / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси; рук. задания О.В. Семенович. – Минск, 2015. – 169 с. – № ГР 20122506; инв. № 1600.

5. Применение кода COCOSYS в практике детерминистического анализа безопасности реакторных установок с ВВЭР (Руководящий материал) / О.В. Семенович [и др.]. – Минск: ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси, 2015. – 253 с. – Инв. № 1599.

6. Accident analysis for nuclear power plants (Safety report series, ISSN 1020-6450; no. 23). – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002. – 121 p.

7. Validation of the CFX4 CFD code for containment thermal-hydraulics / M. Houkema [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 590–599.

8. Heitsch, Matthias. Simulation of containment jet flows including condensation / Matthias Heitsch, Daniele Baraldi, Heinz Wilkening // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 2176–2184.

9. Wilkening, Heinz. CFD simulations of light gas release and mixing in the Battelle Model-Containment with CFX / Heinz Wilkening, Daniele Baraldi, Matthias Heitsch // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 618–626.

10. Babić, Miroslav. Prediction of light gas distribution in experimental containment facilities using the CFX4 code / Miroslav Babić, Ivo Kljenak, Borut Mavko // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 538–550.

11. Smith, Brian L. A numerical investigation of three-dimensional flows in large volumes in the context of passive containment cooling in BWRs / Brian L. Smith // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – V. 237. – P. 1175–1184.

12. Baraldi, Daniele. CFD simulations of hydrogen combustion in a simplified EPR containment with CFX and REACFLOW / Daniele Baraldi, Matthias Heitsch, Heinz Wilkening // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – V. 237. – P. 1668–1678.

13. Modeling of containment atmosphere mixing and stratification experiment using a CFD approach / Ivo Kljenak [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2006. – V. 236. – P. 1682–1692.

14. Analysis of source term aspects in the experiment Phebus FPT1 with the MELCOR and CFX codes / F. Martín-Fuertes [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – Vol. 237. – P. 509–523.

15. Improvements in a CFD code for analysis of hydrogen behavior within containment / J.M. Martín-Valdepeñas [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – V. 237. – P. 627–647.

16. Validation of a FLUENT CFD model for hydrogen distribution in a containment / D.C. Visser [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – V. 245. – P. 161–171.

17. CFD code benchmark against the air/helium tests performed in the MISTRA facility / Srinivasa Rao Ravva [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 69. – P. 37–43.

18. Development of sump model for containment hydrogen distribution calculations using CFD code / Srinivasa Rao Ravva [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – V. 295. – P. 429–440.

19. Зайцев, Д.К. Численное моделирование течения парогазовой смеси в защитной оболочке АЭС с ВВЭР при пассивном отводе тепла / Д.К. Зайцев [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 4. – С. 205–211.

20. Wilkening, H. Simulation of helium release in the Battelle Model Containment facility using OpenFOAM / H. Wilkening, L. Ammirabile // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 265. – P. 402–410.

21. Dehbi, A. On the adequacy of wall functions to predict condensation rates from steam-noncondensable gas mixtures / A. Dehbi // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – Vol. 265. – P. 25–34.

22. Лапин, Ю.В. Внутренние течения газовых смесей / Ю.В. Лапин, М.Х. Стрелец. – М.: Наука, 1989. – 367 с.

23. Menter, F. Ten years of industrial experience with the SST turbulence model / F. Menter, R. Langtry, M. Kuntz // Turbulence, Heat and Mass Transfer 4. – Begell House, Inc., 2003. – P. 625–632.

24. Lien, F. Computational modeling of a transitional 3D turbine-cascade flow using a modified low-Re k - ϵ model and a multi-block scheme / F. Lien, M. Leschziner // International Journal of Computer Fluid Dynamics. – 1999. – V. 12. – P. 1–15.

25. Travin, A. Physical and numerical upgrades in the detached-eddy simulation of complex turbulent flows / A. Travin // Advances in LES of Complex Flows. – Kluwer Academic Publishers, 2002. – P. 239–254.

26. Абрамов, А.Г. Численное моделирование турбулентной конвекции воздуха в подогреваемой сбоку полости квадратного сечения / А.Г. Абрамов, Е.М. Смирнов // Теплофизика высоких температур. – 2006. – Т. 44, № 1. – С. 90–97.

27. Экспериментальное исследование внутриконтейнерных процессов и пассивных систем безопасности проекта АЭС-2006 на стенде КМС / Ю.А. Мигров [и др.] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: материалы (сб. тез.) 6-й Междунар. науч.-техн. конф., Подольск, 26–29 мая 2009 г. / ОКБ «ГИДРОПРОЕСС». – Подольск, 2009. – С. 62.

28. Анализ режимов горения водорода и расчёт нагрузок на защитную оболочку АЭС / С.Е. Семашко [и др.] // Теплоэнергетика. – 2004. – № 2. – С. 43–46.

29. The FIRECON Code for Numerical Simulations of 3D NPP Hydrogen Mitigation Problems. Physical Model and Code Development for Deflagration-to Deto-

nation Transition and Detonation of Hydrogen Containing Mixtures. Cologne / Yu.V. Yanilkin [et al] // Proceeding of the Meeting on the ISTC, May 17–19, 2000. – Project 436-97.

30. Витушкина, Н.М. Моделирование пространственных эффектов при конденсации пара в модельном контейнменте с использованием кода КУПОЛ-3D / Н.М. Витушкина, А.А. Лукьянов, Н.Н. Шаньгин // Теплоэнергетика. – 2006. – № 9. – С. 73–77.

31. Dimmelmeier, Harald. Computational validation of the EPRTM combustible gas control system / Harald Dimmelmeier, Jürgen Eyink, Mohammad-Ali Movahed // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – V. 249. – P. 118–124.

32. Szabó, Tobias. Obtaining a more realistic hydrogen distribution in the containment by coupling MELCOR with GASFLOW / Tobias Szabó, Frank Kretzchmar, Thomas Schulenberg // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 269. – P. 330–339.

33. Kim, Jongtae. Three-dimensional behaviors of the hydrogen and steam in the APR 1400 containment during a hypothetical loss of feed water accident / Jongtae Kim, Seong-Wan Hong, Sang-Baik Kim, Hee-Dong Kim // Annals of Nuclear Energy. – 2007. – V. 34. – P. 992–1001.

34. The TONUS CFD code for hydrogen risk analysis: Physical models, numerical schemes and validation matrix / S. Kudriakov [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 551–565.

35. Malet, J. Water evaporation over sump surface in nuclear containment studies: CFD and LP codes validation on TOSQAN tests / J. Malet, O. Degrees, T. Gelain // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 263. – P. 394–405.

36. Malet, J. Modelling of water sump evaporation in a CFD code for nuclear containment studies / J. Malet, M. Bessiros, C. Perrotin // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 1726–1735.

37. Bocanegra, Rafael. Development of a PWR-W GOTHIC 3D model for containment accident analysis / Rafael Bocanegra, Gonzalo Jimenez, Mikel Kevin Fernández-Cosials // Annals of Nuclear Energy. – 2016. – V. 87. – P. 547–560.

38. Lin, Ansheng. Kuosheng Mark III containment analyses using GOTHIC / Ansheng Lin, Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 263. – P. 255–262.

39. Chen, Yen-Shu. Lungmen ABWR containment analyses during short-term main steam line break LOCA using GOTHIC / Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann, Liang-Che Dai // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – V. 247. – P. 106–115.

40. Chen, Yen-Shu. Pressure and temperature analyses using GOTHIC for Mark I containment of the Chinshan Nuclear Power Plant / Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann, Liang-Che Dai, Yon-Pon Lin // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 1548–1558.

41. Paladino, Domenico. Three-gas mixture plume inducing mixing and stratification in a multi-compartment containment / Domenico Paladino, Robert Zboray,

Pascal Benz, Michele Andreani // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 210–220.

42. Dai, Liang-Che. Short-term pressure and temperature MSLB response analyses for large dry containment of the Maanshan nuclear power station / Liang-Che Dai, Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 280. – P. 86–93.

43. Andreani, Michele. Simulation of gas mixing and transport in a multi-compartment geometry using the GOTHIC containment code and relatively coarse meshes / Michele Andreani, Domenico Paladino // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 1506–1527.

44. Analysis of different containment models for IRIS small break LOCA, using GOTHIC and RELAP5 codes / Davide Papini [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 1152–1164.

45. BWR Mark III containment analyses using a GOTHIC 8.0 3D model / Gonzalo Jimenez [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – V. 85. – P. 687–703.

46. Fukushima Daiichi Unit 1 power plant containment analysis using GOTHIC / Ozkan Emre Ozdemir [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – V. 85. – P. 621–632.

47. Andreani, Michele. Gas stratification break-up by a vertical jet: Simulations using the GOTHIC code / Michele Andreani, Ralf Kapulla, Robert Zboray // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – V. 249. – P. 71–81.

48. Andreani, Michele. Simulation of basic gas mixing test with condensation in the PANDA facility using GOTHIC code / Michele Andreani, Domenico Paladino, Tom George // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 1528–1547.

49. Analysis of AP1000 containment passive cooling system during a loss-of-coolant accident / Zhen-Yu Hung [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – V. 85. – P. 717–724.

50. On the application of field codes to the analysis of gas mixing in large volumes: case studies using CFX and GOTHIC / M. Andreani [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2003. – V. 30. – P. 685–714.

51. Kim, Tech-Mo. A containment analysis for SBLOCA in the refurbished Wolsong-1 Nuclear Power Plant / Tech-Mo Kim, Jong-Ho Park // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 3804–3811.

52. Расчётно-экспериментальное обоснование системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки АЭС с ВВЭР-1200 / В.В. Безлепкин [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 4. – С. 183–189.

53. RANS analyses on erosion behavior of density stratification consisted of helium-air mixture gas by a low momentum vertical buoyant jet in the PANDA test facility, the third international benchmark exercise (IBE-3) / S. Abe [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – V. 289. – P. 231–239.

54. Разработка и применение расчётных комплексов для сопряженных расчётов контейментных и внутрикорпусных процессов в авариях с течами теплоносителя 1-го контура / В.Г. Сидоров [и др.] // Обеспечение безопасности

АЭС с ВВЭР: материалы 5-й Междунар. науч.-техн. конф., Подольск, 27 мая – 1 июня 2007 г. / ФГУП ОКБ «Гидропресс». – Подольск, 2007. – С. 34–43.

55. Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis – Sandia National Laboratory. – NUREG/CR-653. – SAND97-1735. – 960 p.

56. Kljenak, Ivo. Simulation of containment thermal-hydraulics in the Marviken Blowdown 16 experiment with ASTEC and codes / Ivo Kljenak, Borut Mavko // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 1063–1070.

57. Analysis of thermal-hydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large break LOCA / Omid Noori-Kalkhoran [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 68. – P. 101–111.

58. Experimental interpretation and code validation based on the PHEBUS-FP programme: Lessons learnt from the analysis of the containment scenario of FPT1 and FPT2 tests / Luis E. Herranz [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – V. 237. – P. 2210–2218.

59. COCOSYS: Status of development and validation of the German containment code system / H.-J. Allelein [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 872–889.

60. Pelzer, M. Validation of COCOSYS pyrolysis models on OECD PRISME fire experiments / Martin Pelzer, Walter Kleine-Heßling // Fire Safety Journal. – 2013. – V. 62. – P. 174–191.

61. Broxtermann, Philipp. Simulation of AP1000's passive containment cooling with the German Containment Code System COCOSYS / Philipp Broxtermann, Hans-Josef Allelein // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 261. – P. 326–332.

62. Huang, Xi. Modification and application of water film model in COCOSYS for PWR's passive containment cooling / Xi Huang, Xu Cheng // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 280. – P. 251–261.

63. Kontautas, A. COCOSYS analysis for deposition of aerosols and fission products in PHEBUS FPT-2 containment / A. Kontautas, E. Babilas, E. Urbonavičius // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – V. 247. – P. 160–167.

64. Povilaitis, M. Modeling of atmosphere stratification in containments of nuclear power plants using lumped-parameter code / M. Povilaitis, E. Urbonavičius, S. Rimkevičius // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 3111–3120.

65. Povilaitis, M. Simulation of the ICE P1 test for a validation of COCOSYS and ASTEC codes / M. Povilaitis, T. Kačegavičius, E. Urbonavičius // Fusion Engineering and Design. – 2015. – V. 94. – P. 42–47.

66. Povilaitis, M. Sensitivity and uncertainty analysis of atmosphere stratification modelling in MISTRA using lumped-parameter code COCOSYS / M. Povilaitis, E. Urbonavičius, S. Rimkevičius, E. Babilas // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 265. – P. 3111–3120.

67. Strength evaluation of a steam distribution device in the Ignalina NPP accident localisation system / G. Dundulis [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2006. – V. 236. – P. 201–210.

68. Urbonavičius, E. COCOSYS code validation against measured data during unintended single main safety valve opening at Ignalina NPP / E. Urbonavičius, S. Rimkevičius // Nuclear Engineering and Design. – 2004. – V. 232. – P. 173–183.

69. Povilaitis, M. Validation of special nodalisation features for lumped-parameter injection modelling based on MISTRA facility tests from ISP-47 and SARNET / M. Povilaitis, E. Urbonavičius, S. Rimkevičius // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 278. – P. 86–96.

70. Thermal-hydraulic-iodine chemistry coupling: Insights gained from the SARNET benchmark on the THAI experiments Iod-11 and Iod-12 / G. Weber [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – V. 265. – P. 95–107.

71. Simulation of hydrogen deflagration experiment – Benchmark exercise with lumped-parameter codes / Ivo Kljenak [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – Vol. 283. – P. 51–59.

72. Development of CAP code for nuclear power plant containment: Lumped model / Soon Joon Hong [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – V. 291. – P. 47–63.

73. Kruse, Philip. Validation of ASTEC core degradation and containment models / Philip Kruse, Thimo Brähler, Marco K. Koch // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 272. – P. 173–182.

74. Nowack, H. Continuous validation of ASTEC containment models and regression testing / Holder Nowack, Nils Reinke, Martin Sonnenkalb // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 272. – P. 183–194.

75. Gyenes, Gyorgy. Containment analysis on the PHEBUS FPT-0, FPT-1 and FPT-2 experiments / Gyorgy Gyenes, Luca Ammirabile // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – P. 854–864.

76. Thermal-hydraulic and aerosol containment phenomena modelling in ASTEC severe accident computer code / Ivo Kljenak [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 656–667.

77. Experimental and numerical approaches of aerosol removal in spray conditions for containment application / Emmanuel Porcheron [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – V. 240. – P. 336–343.

78. ASTEC V2 severe accident integral code main feature, current V2.0 modelling status, perspectives / P. Chateland [et al] // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 272. – P. 119–135.

79. Synthesis of the ASTEC integral code activities in SARNET – Focus on ASTEC V2 plant applications / P. Chateland [et al] // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 74. – P. 224–242.

80. Atanasova, B.P. VVER 1000 SBO calculations with pressurizer relief valve stuck open with ASTEC computer code / B.P. Atanasova, A.E. Stefanova, P.P. Groudev // Annals of Nuclear Energy. – 2012. – V. 46. – P. 121–127.

81. MELCOR Computer Code Manuals: Demonstration Problems. – Sandia National Laboratory. – NUREG/CR-6119, V. 3. – SAND2001-0959P. – 246 p.
82. <http://www.ippe.obninsk.ru/podr/tph/labs/labluk/labluk.htm> – Дата доступа: 24.12.2015.
83. Разработка модели расчёта кинетики поведения аэрозолей в помещениях защитной оболочки в аварийных ситуациях на АЭС с ВВЭР / М.А. Затевахин [и др.] // Теплоэнергетика. – 2004. – № 2. – С. 23–27.
84. Моделирование динамики йода в защитной оболочке при авариях на АЭС с ВВЭР / Л.Э. Лебедев [и др.] // Атомная энергия. – 2010. – Т. 109, вып. 1. – С. 46–51.
85. Containment iodine computer code exercise based on RTF experiment. International Standard Problem (ISP) № 41. – NEA/CSNI/R (2000)6. – V. 1. – Paris, OECD/OCDE, 2000. – 37 p.
86. Разработка программного комплекса по оценке поведения продуктов деления в контейменте при авариях на АЭС с ВВЭР / В.В. Безлепкин [и др.] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: материалы (сб. тез.) 6-й Междунар. науч.-техн. конф., Подольск, 26–29 мая 2009 г. / ОКБ «ГИДРОПРЕСС». – Подольск, 2009. – С. 156.
87. Ивков, И.М. Анализ процессов позднего нагружения контеймента при запроектных авариях / И.М. Ивков, С.Е. Семашко, Е.Ю. Кузьмин // Теплоэнергетика. – 2004. – № 2. – С. 17–22.
88. Расчётная оценка выхода водорода для РУ ВВЭР-1000 при учёте реакции бетона с растекающимся кориумом / А.А. Лукьянов [и др.] // Теплоэнергетика. – 2014. – № 11. – С. 3–8.
89. Водородная безопасность АЭС с ВВЭР. Развитие кодов серии «КУПОЛ» / А.А. Лукьянов [и др.] // Сб. «Итоги научно-технической деятельности ИЯРиТ за 2010 год». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2011. – С. 181–221.
90. Верификация кода КУПОЛ-М по результатам экспериментов / А.Д. Ефанов [и др.] // Теплоэнергетика. – 2004. – № 2. – С. 12–16.
91. Программное средство «КУПОЛ-М». Версия 1.0. Описание программы. Арх. № СПбАЭП 75687/1.: отчёт ФЭИ. – Инв. № 9954.
92. Программное средство «КУПОЛ-М». Версия 1.0. Методика расчёта. Арх. № СПбАЭП 75687/3.: отчёт ФЭИ. – Инв. № 9955.
93. Программное средство «КУПОЛ-М». Версия 1.0. Описание применения. Арх. № СПбАЭП 75687/2.: отчёт ФЭИ. – Инв. № 9956.
94. Значение и место крупномасштабного стенда КМС в решении проблем безопасности АЭС с ВВЭР / В.А. Василенко [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 4. – С. 189–192.
95. http://www.erec.ru/science_05_V-213.php – Дата доступа: 24.12.2015.

Содержание

Перечень принятых сокращений	3
Введение	4
1 Классификация контейментных теплогидравлических расчётных кодов	5
1.1 «Трёхмерные» контейментные теплогидравлические коды.....	7
1.2 Расчётные коды, моделирующие весь контеймент.....	12
1.2.1 «Интегральный» контейментный код КУПОЛ-М.....	13
1.2.2 «Интегральный» контейментный код COCOSYS.....	15
2 Экспериментальные стенды для валидации контейментных кодов.....	17
Заключение	26
Список использованных источников	27

Ответственный за выпуск О.В. Семенович
Редактор Л.А. Некрасова
Компьютерная вёрстка О.В. Семенович

Подписано к печати 11.09.2017. Формат 60x84 1/16. Уч.-изд.л. 1,65.
Усл.печ.л. 1,8. Тираж 60 экз. Заказ 3. Бесплатно.

Отпечатано на ксероксе научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны»
220109, Беларусь, г. Минск, а/я 119