

# Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий. Часть 2

*Рассмотрено несколько пассивных систем защиты от тяжелых аварий, находящихся в разной степени завершенности, дан анализ теплогидравлических проблем и методы их решения для усовершенствования существующих систем или создания новых, более эффективных. Разработанные математические модели и проведенный анализ могут быть полезными при конструировании пассивных систем удержания расплава кориума в контейнменте после его выхода из разрушенного корпуса реактора. Часть 1 статьи опубликована в выпуске № 1 журнала «Ядерна та радіаційна безпека» за 2009 г.*

Алі Калванд, І. В. Казачков

## Проблема охолодження розплава коріуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 2

*Розглянуто декілька пасивних систем захисту від тяжких аварій, що знаходяться в різних фазах завершеності, надано аналіз теплогідравлічних проблем і методи їхнього розв'язання для вдосконалення існуючих систем або створення нових, більш ефективних. Розроблені математичні моделі та проведені аналіз можуть бути корисними при конструюванні пасивних систем утримання розплава коріуму в контейнменті після його виходу з реактора. Частина 1 статті опубліковано у випуску № 1 журналу «Ядерна та радіаційна безпека» за 2009 р.*

Оценки различных авторов показали, что наиболее вероятен разрыв корпуса реактора размером порядка нескольких сантиметров с увеличением его за счет воздействия высокотемпературного агрессивного кориума до 10–20 см. Большинство ученых сошлись во мнении, что множественные разрывы корпуса маловероятны, как и резкий выход всех топливных масс сразу через большой разрыв. После разрыва корпуса в каком-то месте условия для появления новых разрывов не возникают, поскольку разгрузка через образовавшийся разрыв снижает давление по мере выхода расплава из корпуса реактора. Анализ особенностей проникновения струй расплава кориума в бассейн с водой, их фрагментации, образования и деления капель, охлаждения капель и фрагментов топлива, образования слоев частиц топлива и их дальнейшего контролируемого охлаждения посвящены многие работы [40–47]. Концепция простая и эффективная: при проникновении струй расплава кориума в подреакторный бассейн с водой расплав диспергируется и эффективно охлаждается, поэтому данная концепция рассматривается в качестве одного из успешных вариантов ПСЗ реакторов от тяжелых аварий на АЭС.

Интенсивное испарение воды за счет радиационного теплообмена и прямого контакта топлива с охладителем, постоянное изменение физических параметров сред (диаметра струй, состава и температуры кориума), образование газов и пара, появление застывших частиц и т. п. требуют глубокого изучения для успешного применения таких систем. Моделирование этих явлений в их взаимодействии пока не представляется возможным из-за отсутствия адекватных уравнений для их описания, хотя уже имеется несколько компьютерных кодов для решения части этих проблем. Исследовались явления проникновения струй в бассейн, устойчивость и фрагментация струй вследствие развития неустойчивости. Определены основные особенности проникновения струй для двух предельных случаев — тонких (порядка 1 см в диаметре) и толстых (порядка 10 см в диаметре) — в бассейн с водой и установлен, например, такой важный параметр, как глубина проникновения в бассейн неразрушенной (сплошной) части струи [40–47].

### Моделирующие жидкости для экспериментального исследования охлаждения расплава кориума водой

Рассмотренные явления взаимодействия расплава кориума с охладителем и другими материалами свидетельствуют о сложной картине происходящих гидродинамических и тепловых процессов. Многие из них относятся к малоизученным классам динамики многофазных многокомпонентных сред. Однако поскольку эти процессы определяют особенности протекания аварий в контейнменте АЭС и, следовательно, определяют специфику функционирования ПСЗ, их детальное моделирование для различных гипотетических аварийных сценариев — важнейший этап разработки ПСЗ. К сожалению, для многих из этих явлений и систем, представляющих собой многофазные многокомпонентные системы с интенсивными фазовыми превращениями в условиях высокотемпературного тепло- и массопереноса, подходы к моделированию пока четко не проработаны. В настоящее время имеются лишь отдельные апробированные модели многофазных систем, но они имеют узкое применение, поскольку замыкающие соотношения

по локальному взаимодействию фаз (интенсивности фазового перехода и массообмена, силы взаимодействия фаз, локальные тепловые потоки между фазами) получены только в отдельных случаях — для каких-то определенных упрощенных ситуаций.

В отделе ядерной безопасности Королевского технологического института (NPS/RIT, Стокгольм, Швеция) в проекте DECOSI проведены работы по моделированию взаимодействия расплава кориума с водой, подаваемой в слой расплава снизу через систему отверстий на основании [31—35, 39 из части 1 статьи], в связи с обоснованием концепции COMET. В экспериментах использовали моделирующие жидкости, представленные в табл. 1 и 2.

Таблица 1. Физические свойства жидкостей, моделирующих бассейн кориума

Параметр	Вода	Кориум	КБ оксид	Парафин	Соль
$\rho$ , кг/м <sup>3</sup>	1000	8000	7000	880	1900
$\nu$ , м/с <sup>2</sup>	10 <sup>-6</sup>	0,6×10 <sup>-6</sup>	5,7×10 <sup>-4</sup>	0,74×10 <sup>-4</sup>	0,2×10 <sup>-5</sup>
$\lambda$ , Вт/(м·К)	0,6	3	1,5	0,2	0,4

Таблица 2. Физические свойства жидкостей, моделирующих охладитель

Жидкость	$\rho$ , кг/м <sup>3</sup>	$\mu$ , Па·с	$c_p$ , Дж/(кг·К)	$T_{и}$ , К	$\lambda$ , Дж/кг
Вода	0,6	10 <sup>-3</sup>	4200	373	2×10 <sup>6</sup>
Пентан	2,1	2,4×10 <sup>-4</sup>	2300	309	0,36×10 <sup>6</sup>
Азот	1,1	1,8×10 <sup>-4</sup>	1820	77	0,2×10 <sup>6</sup>

Примечание. В табл. 1 и 2  $\rho$  — плотность,  $\nu$  — кинематический коэффициент вязкости,  $\lambda$  — коэффициент теплопроводности,  $\mu$  — динамический коэффициент вязкости,  $c_p$  — удельная теплоемкость,  $T_{и}$  — температура испарения,  $\lambda$  — удельная теплота парообразования.

Таблица 3. Физические свойства расплавов кориума и моделирующих расплавов

Свойства расплава	Кориум (UO <sub>2</sub> – ZrO <sub>2</sub> ) (80–20 %)	CaO – В <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (30–70 %)	MnO – TiO <sub>2</sub> (78–22 %)	CaO – WO <sub>3</sub> (5–95 %)	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Точка плавления, К	2900	1300	1650	1525	2300
Плотность, кг/м <sup>3</sup>	8000	2500	4500	6500	2500
Вязкость, Па·с	0,005	0,1–0,3	—	—	0,004
Теплопроводность, Вт/(м·К)	10	3,0	—	—	8
Поверхностное натяжение, Н/(м·К)	1,0	0,15	—	—	0,5
Теплоемкость, Дж/(кг·К)	540	2200	900	500	775
Теплота плавления, кДж/кг	360	460	—	70	1000

Физические свойства расплава кориума и расплавов, использованных в экспериментах для моделирования кориума, приведены в табл. 3, где процентное содержание компонент весовое. Для изучения влияния свойств жидкостей на закономерности их перемешивания при охлаждении расплава проведены серии экспериментов с моделирующими жидкостями низкой, а также средней и высокой температур плавления [32–35, 37–39 из части 1]. Так, в экспериментах с жидкостями средней и высокой температуры плавления взяты свинец и бинарный оксид, содержащий, соответственно, 30 весовых частей CaO и 70 весовых частей В<sub>2</sub>O<sub>3</sub>.

### Экспериментальная установка

Схема лабораторной установки дана на рис. 5 [32, 33, 37 из части 1].

Наборы термопар регистрировали динамику распределения температур смешивающихся компонентов в области охлаждаемого расплава. Показания снимались системой ЛабВью, имеющей удобные средства обработки, отображения и передачи данных. Скоростная фото- и видеосъемка процессов перемешивания расплавов с охладителем совместно с регистрацией распределения температур в объеме позволили изучить основные особенности явлений. Примеры измерений и фотографии процессов представлены на рис. 6–8 для высокотемпературных моделирующих жидкостей [34, 35, 39 из части 1]. Пять с половиной литров расплава окислов кальция и ванадия (CaO+WO<sub>3</sub>) пролили в установку для охлаждения расплава водой. Начальная температура расплава была равна 1250 °С. Охладитель (вода) подавался через 5 сопел в днище емкости с расплавом. Полученный пористый материал застывшего расплава показан на рис. 6. Сразу после заполнения емкости расплавом через верхний металлопровод, сопла на днище емкости открывались за счет расплавления свинцово-висмутовых пробок (температура плавления 130 °С). Максимум давления инъекции охладителя (рис. 7) составлял 0,6 бар

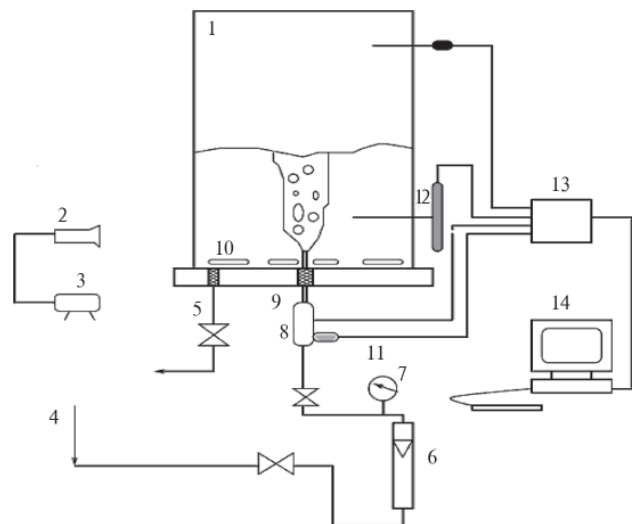


Рис. 5. Схема установки охлаждения расплава струями снизу:

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

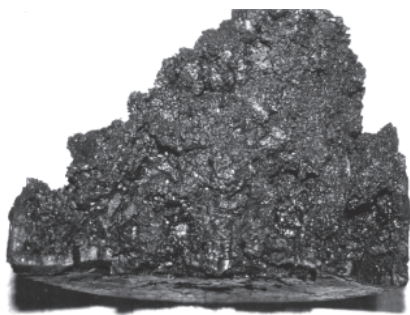


Рис. 6. Пористый материал  $\text{CaO}+\text{WO}_3$ , полученный при охлаждении водой

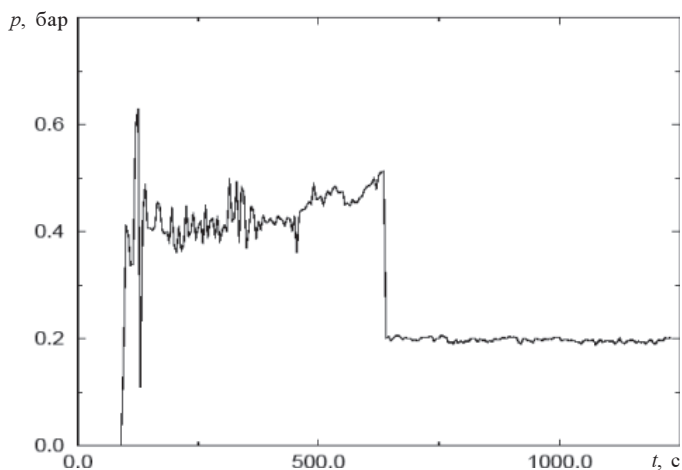


Рис. 7. Изменение давления охладителя во времени

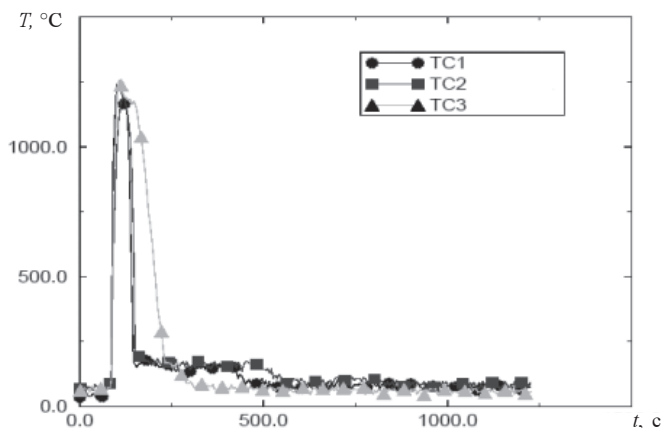


Рис. 8. Изменение температуры расплава в трех точках области во времени

и колебался в районе 0,4 бар. Полученный материал имеет высокую пористость (порядка 38%), равномерно распределенную по объему. Все 5 сопел сработали успешно.

Термопары в трех точках объема показали резкое охлаждение и застывание расплава примерно за 40 с (рис. 8).

### Охлаждение и застывание расплава в концепции СОМЕТ

Можно утверждать, что охлаждение и застывание расплава происходит быстро. При этом давление в нижней части порядка 0,15 бар. По замыслу авторов концепции

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

До завершения процесса инверсии и опускания металлической фракции вниз недопустимо подавать воду на расплавленный металл, так как при этих условиях вода, взаимодействуя с металлом, образует большое количество водорода. С учетом бурного парообразования эта реакция носит взрывной характер. Инверсия слоев расплавленного кориума — необходимое условие работы данной ловушки. Вопрос выбора жертвенных материалов пока однозначно не решен [18, 19 из части 1]. Одна из основных причин — невозможность обосновать свойства и поведение системы  $\text{UO}_2\text{—ZrO}_2\text{—жертвенный материал}$  (ЖМ) ввиду отсутствия данных по таким тройным системам. На данной стадии разработки ловушки EPR в выборе ЖМ остановились на смеси оксидов железа  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  и кремния  $\text{SiO}_2$ . Эти трудности концепции вызывают сомнения в том, что ее удастся полностью обосновать.

### Интенсивный теплосъем при охлаждении кориума расплавлением блоков с высокой теплоемкостью

В настоящее время ведется строительство двух энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000/428 в Китае. Проект адаптирован для условий Таньваньской АЭС. Выполнен ряд анализов и обоснований безопасности. В проекте внедрены модернизации и усовершенствования на основе опыта эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000/320. Впервые в мире на АЭС с легководным теплоносителем разработано и реализуется устройство локализации расплава (УЛР) активной зоны (ловушка расплава) для защиты фундаментной плиты



Рис. 9. Расчет физико-химических взаимодействий в ловушке расплава

реактора от проплавления [48—50]. В проекте исключены физические явления, связанные с тяжелыми авариями, способные угрожать целостности контейнента (обосновано в отчете по безопасности): паровой взрыв в корпусе реактора и взрывы водорода; повторная критичность активной зоны или расплава; паровые взрывы вне корпуса реактора и прямой нагрев контейнента; воздействие расплава на пол и стены подреакторного помещения; летящие предметы; долговременное повышение давления на поздних стадиях тяжелой аварии (НИР по возможности отказа от системы фильтруемого сброса среды из защитной оболочки). Система использует пассивные принципы функционирования.

Запас охлаждающей воды рассчитан на 24 ч работы без внешнего энергопитания и подачи охладителя. Проект прошел международные экспертизы и получил одобрение. Заказчик и международные эксперты проявили большой интерес к решению проблемы тяжелых аварий, поскольку на реакторе EPR работы ведутся с 1993 г., затрачено примерно 780 млн \$, однако полного обоснования конструкции пока нет. Обоснование характеристик защитной оболочки ВВЭР-1000 выполнено СПБАЭП, координирующим НИОКР по обоснованию безопасности АЭС с ВВЭР [51, 52]. Расчет физических процессов в ловушке по коду DINCOR [53, 54] представлен на рис. 9.

Захлаживание расплава в ловушке обеспечивается отводом тепла к воде в теплообменниках. Кроме того, в ловушке размещен жертвенный материал (смесь легких оксидов  $Fe_2O_3$  и  $Al_2O_3$ ), взаимодействие расплава с которым обеспечивает снижение температуры и плотности кориума, уменьшение тепловых потоков на стенке теплообменника и гарантированную подкритичность расплава, а также минимизирует выход из ловушки водорода и радиоактивных продуктов деления.

### Моделирование тяжелых аварий для обоснования пассивных систем защиты

Проведенный анализ пассивных систем защиты от тяжелых аварий и методов их моделирования свидетельствует об актуальности проблемы и большой сложности высокотемпературных теплогидравлических процессов в многокомпонентных многофазных системах. Для нескольких вышерассмотренных ПСЗ определяющими являются процессы распространения расплава кориума в подреакторном пространстве с водой. Закономерности малоизученных случаев движения струй кориума в воде включают неустойчивость и фрагментацию струй, влияние интенсивного парообразования при взаимодействии воды с расплавом на дробление струй и капель, размеры образующихся частиц кориума после застывания в бассейне, максимальную глубину проникновения струи в бассейн и т. д. Особенно интенсивно работы в этом направлении проводились в последние два десятилетия во всем мире, глубоко и систематически данные явления исследовались как теоретически, так и экспериментально в Швеции, Королевский технологический институт, отдел ядерной безопасности (проф. Б. Р. Сегал, Т. Н. Динх, И. В. Казачков, д-р Б. В. Ань, Т. Окконен, Р. Р. Нургалиев, О. Х. Харальдссон [1, 2 из части 1, 40, 41, 43]); в США, Центр исследований риска при Калифорнийском университете в Санта-Барбаре (проф. Т. Теофанус с сотрудниками); в Японии (проф. Ю. Маруяма, Дж. Сугимото, д-р Хьюн Сан Парк [40]) и др.

И. В. Казачков с сотрудниками [1—4 из части 1, 40] установил формулы для глубины проникновения тонких и толстых струй в бассейн с водой в виде функций чисел Фруда и

отношения плотностей кориума и воды в бассейне, которые хорошо коррелируются с известными экспериментальными данными, в частности хорошо подтвержденной формулой Сайто для глубины проникновения струи в бассейн. Т. Н. Динх с сотрудниками [38 из части 1] экспериментально и расчетами на ЭВМ исследовал влияние диапазонов разброса основных физических свойств кориума и обосновал ПСЗ от тяжелых аварий на основе применения бассейна с водой в подреакторном пространстве.

Что касается вышеупомянутой системы КОМЕТ, предложенной в Исследовательском центре Карлсруе (ИЦК), которая пока до конца не обоснована, то по ней выполнено много основательных теоретических и экспериментальных работ. Эксперименты, включая установку больших масштабов с реальным расплавом ядерного топлива, проводились в ИЦК. Получены результаты, на основе которых концепция получила развитие и дальнейшее обоснование. Лабораторные установки, работающие на различных модельных сплавах, создали и успешно применили для исследований в отделе ядерной безопасности Королевского технологического института, где также были проведены многочисленные теоретические исследования взаимодействия высокотемпературного расплава с охладителем: (Дж. Грин, Т. Н. Динх, Р. Р. Нургалиев, И. В. Казачков, Д. Палладино, А. Тертан, Х. С. Парк и др. [16, 32—35 из части 1]). В частности, были установлены особенности турбулентного смешения расплава с охладителем при разных физических свойствах расплава и охладителя, а также особенности застывания расплава. Например, при высокой вязкости расплава получаются отдельные каналы в застывшем расплаве, при средней — разветвленные каналы типа дерева с ветками, при малой — хорошо развитая объемная пористость. Картина сложная и зависит от соотношения физических свойств: теплопроводности, теплоотдачи, теплоемкости, теплоты фазового перехода, поверхностного натяжения и т. д.

Для дальнейшего контроля теплового состояния застывшего кориума пригодна только высокопористая однородная структура, иначе обеспечить равномерное охлаждение кориума невозможно: вследствие постоянной внутренней генерации тепла радиоактивным материалом возможно повторное расплавление части кориума. Это — одна из причин, по которым данная концепция пока до конца не обоснована несмотря на огромные затраченные средства и усилия. Исследовались и другие варианты ПСЗ: охлаждение частиц кориума подаваемой в слой снизу, сверху, сверху и снизу водой (Т. Н. Динх и И. В. Казачков, М. Ю. Коновалихин и др.). Получены закономерности высокоинтенсивного охлаждения частиц и найдено явление локального аномального разогрева в области за счет нелинейного коэффициента теплопроводности пара [26, 27 из части 1]. Последнее может хаотизировать процесс охлаждения расплава, поэтому данное явление необходимо исследовать и учитывать в расчетах.

При моделировании растекания расплава по основанию контейнента установили, что расплав останавливается примерно в том месте, где он потерял половину энтальпии. Причиной является резкое повышение вязкости такой смеси вследствие значительного объемного содержания застывших фрагментов. Хотя теплогидравлические процессы отличаются сложностью и плохо поддаются какому-либо моделированию, такая простая оценка очень ценна для решения вопроса о размерах занимаемой расплавом кориума области основания контейнента, где его можно локализовать и поддерживать в контролируемом состоянии.

## Выводы

На основе проведенного анализа проблемы моделирования тяжелых аварий на АЭС и построения пассивных систем защиты от аварий поставлены и обоснованы задачи исследований, связанные с охлаждением расплава корнума в контейнменте. В качестве таких задач ставятся:

1. Изучение особенностей плавления блоков в среде высокотемпературного расплава корнума.
2. Исследование особенностей теплогидравлических процессов при взаимодействии расплава корнума с охладителем для разного количества расплавляемых блоков.
3. Определение влияния неопределенности физических свойств корнума на поведение системы.
4. Установление закономерностей взаимовлияния различных свойств корнума на его поведение в системе пассивной защиты от тяжелых аварий.
5. Получение практически полезных выводов для конструирования и работы пассивных систем защиты АЭС от тяжелых аварий.

При внедрении струй в воду возникает множество сложных физических явлений, которые являются малоизученными: интенсивное испарение воды за счет радиационного теплообмена и прямого контакта топлива с охладителем, постоянное изменение физических параметров и свойств сред (диаметра струй, состава и температуры корнума и т. д.), образование газов и пара, появление застывших частиц и т. п. Моделирование всей совокупности этих явлений в их динамическом взаимодействии пока не представляется возможным ввиду отсутствия адекватных замкнутых систем уравнений для их описания, хотя к настоящему времени уже имеются компьютерные коды, моделирующие многофазные многокомпонентные системы.

Наиболее перспективные системы пассивной защиты от тяжелых аварий свидетельствуют о важности работ по моделированию удержания расплава корнума внутри контейнмента для успешного решения проблемы обоснования безопасности станций. Хотя достигнуты заметные успехи, проблема остается актуальной и требует дальнейших исследований. Основные концепции, принятые к внедрению в системах пассивной защиты от тяжелых аварий, — это бассейн с водой в подреакторном пространстве и несколько западных версий концепции СОМЕТ, а также устройство локализации расплава российской разработки, успешно прошедшие модельные испытания, расчетное обоснование и внедряющиеся на существующих и строящихся реакторах. Многочисленные перспективные разработки реакторов третьего и четвертого поколений находятся в разной стадии готовности и требуют детальных испытаний и проверки, особенно концепции реакторов четвертого поколения ввиду резкого роста удельных энергоемкостей и соответствующего усугубления всех отмеченных проблем безопасности реакторов. Ведутся также разработки принципиально новых реакторов четвертого поколения.

На основе проведенного анализа ПСЗ от тяжелых аварий поставлены и обоснованы задачи моделирования теплогидравлических процессов при охлаждении и застывании топлива, а также его управляемом поддержании в контролируемом состоянии в течение требуемого времени.

## Список литературы

40. Park H. S., Kazachkov I. V., Sehgal B. R., Maruyama Y. and Sugimoto J. Analysis of plunging jet penetration into liquid pool with various densities // Abstr. 3<sup>rd</sup> Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24–26 May, Montreal, Canada. — P. 56–59.
41. Kazachkov I. V., Dinh T. N., Haraldsson H. O. and Sehgal B. R. Non-linear mathematical model of a thick jet penetration into liquid pool. Report NPS Div., Royal Inst. of Technol. Sthlm. — 1999. — 23 p.
42. Spindler B., Brayer C., De Cecco L. and Pineau D. Assessment of the code against spreading experiments/ OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability. — Karlsruhe, Germany. — November, 1999. — P. 176.
43. Okkonen T. Melt-Water Interactions in a reactor containment: from integrated assessment to phenomenological studies // Ph.D. thesis. — RIT/NPS. — Stockholm. — 1998. — 85 p.
44. Bradley D. R. Modeling of heat transfer between core debris and concrete // Proc. 25<sup>th</sup> National Heat Transfer Conf. — Huston, TX. — 1988. — P. 132–135.
45. Levy S. Heat transfer during molten corium-concrete interactions // Int. J. Nuclear Engineering and Design. — 1994. — 151. — P. 235–246.
46. Takada Shoji. Research and development on passive cooling system // Nuclear Engineering and Design. — 2004. — 233. — P. 185–195.
47. Burgazzi L. Evaluation of uncertainties related to passive systems performance // Nuclear Engineering and Design. — 2004. — 230. — P. 93–106.
48. Асмолов В. Г. Концепция управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР // Сб. трудов научно-практического семинара «Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. Исследования процессов при запроектных авариях с разрушением активной зоны» (С.-Петербург, 12–14 сентября 2000 г.). — Т. 1. — С. 1–21.
49. Асмолов В. Г., Кухтевич И. В., Безлепкин В. В. и др. Концепция локализации расплава корнума на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000. — Там же, с. 23–35.
50. Асмолов В. Г., Загряжин В. Н., Вишневикий В. Ю., Дьяков Е. К. Выбор жертвенного материала ловушки расплава для реактора ВВЭР-1000. — Там же, с. 141–160.
51. Игнатъев А. И., Киселёв А. Е., Семенов В. Н. и др. ГЕ-ФЕСТ: численное моделирование процессов в нижней части реактора ВВЭР при тяжелой аварии: Препринт ИБРАЭ № ИВРАЭ-2003-13. — М., 2003. — 31 с.
52. Удалов Ю. П., Морозов Ю. Г., Гусаров В. В. и др. Расчетное и экспериментальное исследование взаимодействия расплава корнума с жертвенным материалом // Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР // Тр. научно-практического семинара, Санкт-Петербург, 12–14 сентября 2000 г. — С. 161.
53. Ефанов А. Д., Кумаев В. Я., Лебезов А. А., Астахов В. К. Разработка кода DINCOR-DGR для численного моделирования динамики плавления элементов и корпуса реактора ВВЭР-1000 корнумом в процессе тяжелой аварии // Тезисы докладов отраслевой конф. «Теплофизические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)». — Обнинск, 29–31 мая 2001 г. — С. 227–229.
54. Кумаев В. Я., Лебезов А. А., Астахов В. К. Разработка кода DINCOR-DGR для численного моделирования динамики плавления элементов и корпуса реактора ВВЭР-1000 корнумом в процессе тяжелой аварии // Доклады 2-й Всероссийской научно-техн. конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 19–23 ноября 2001 г. — С. 111–112.

Надійшла до редакції 29.12.2008.