
УДК 621.039

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ ЗАТРАТ НА РАСЧЕТ РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ НА АЭС С ВВЭР В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ФИЗИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ

© 2024 г. М. Ф. Филиппов, М. И. Делова*, К. С. Долганов, А.Е. Киселев, С. Н. Красноперов, В. Н. Семенов, Д. Ю. Томащик

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

**e-mail: delovami@ibrae.ac.ru*

Поступила в редакцию 02.06.2024 г.

После доработки 17.06.2024 г.

Принята к публикации 22.06.2024 г.

Исследуются вычислительные затраты на расчет радиоактивного выброса при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР в зависимости от используемых физических моделей в составе расчетных средств, подобных тяжелоаварийному коду СОКРАТ/ВЗ. Данный анализ позволяет определить наиболее затратные с точки зрения процессорного времени модели, упрощение которых обеспечивает наименьшие затраты времени на вычисления. Актуальность работы обусловлена потребностью в разработке новых или адаптации существующих расчетных инструментов оценки радиоактивного выброса для задач аварийной готовности и реагирования с учетом специфики требований к точности расчетных оценок и времени на их получение. В статье продемонстрирована возможность снижения вычислительных затрат без существенной потери точности расчетных оценок выброса путем упрощения модели размерного спектра аэрозолей. Работоспособность предложенного подхода продемонстрирована на примере результатов моделирования эксперимента Phebus FPT1.

Ключевые слова: АЭС, тяжелые аварии, моделирование, аварийное реагирование

DOI: 10.31857/S0002331024020046

ВВЕДЕНИЕ

Тяжелые аварии на Чернобыльской АЭС и АЭС “Фукусима-1” показали, что подобные чрезвычайные ситуации приводят к масштабным социально-экономическим последствиям и протекают по сценариям, которые отличаются от сценариев, рассматривавшихся в рамках обоснований безопасности этих и структурно-подобных проектов. При возникновении подобных аварий для поддержки принятия решений по защите населения необходимо получать прогнозы развития аварии и

возможных последствий быстрее реального времени. Этим обусловлена потребность в разработке соответствующих расчетных инструментов.

В настоящее время уже существует несколько методов и построенных на их основе средств оперативного анализа аварийных ситуаций на АЭС, предназначенных для решения комплекса задач – оценки состояния барьеров безопасности, определения вероятного аварийного сценария, оценки величины выбросов в окружающую среду. К наиболее оперативным можно отнести методы, основанные на использовании заранее полученных результатов расчетов совместно с подбором аварийной последовательности по наблюдаемым данным. В качестве примеров практической реализации такого подхода можно привести расчетно-аналитический код FaSTPro (Fast Source Term Prognosis [1]) и код RASTER (Rapid Source TErM Prediction) [2]. Но платой за малые затраты времени на получение расчетных оценок является потеря возможности учесть отклонения реального сценария аварии от постулируемых в рамках предварительных расчетов. Кроме того, заранее подготовленные результаты исключают сценарии с очень малой вероятностью, в которые могут попадать и сценарии с наихудшими последствиями.

В качестве аналогичных предыдущим можно рассматривать методы, предполагающие использование заранее рассчитанных источников радиоактивных выбросов или в качестве первичного предварительного прогноза (который может впоследствии уточняться расчетными оценками по актуализированным данным), или в качестве основы для упрощенных корреляционных моделей. В частности, в модуле оценки параметров выброса системы RASCAL 4 [3] выброс оценивается путем решения системы балансных уравнений, описывающих изменение активности отдельных изотопов в структурных элементах АЭС. При этом величины коэффициентов в этих уравнениях определяются на основе полученных ранее в ходе прецизионных расчетов корреляций или на основе измерений, непосредственно проводимых на аварийном блоке. Примером практической реализации такого подхода может служить система ASTRID [4]. В рамках данной системы предполагалось в качестве предварительных оценок использовать заранее полученные по прецизионному коду системы ASTRID результаты моделирования аварии, что позволяло согласовать их с последующими оценками. Для уточняющих оценок предполагается использовать ряд упрощений (к примеру, применение фиксированной нодализационной схемы контуров реакторной установки (РУ)), позволяющих, с одной стороны, обеспечить сравнительно низкие затраты времени на вычисления, с другой – сужающих область применения ASTRID как в части перечня рассматриваемых установок, так и в части перечня моделируемых аварийных сценариев.

Описанные выше подходы к решению задач оценки выбросов в той или иной степени предполагают использование заранее полученных оценок, что ограничивает область их применения в части перечня сценариев развития аварии. Подобного недостатка лишены детерминистические подходы, основанные на моделировании широкого спектра физических процессов и явлений, определяющих протекание тяжелых аварий. Данные методы и программные модули на их основе позволяют моделировать тяжелые аварии для широкого спектра исходных событий и эксплуатационных состояний АЭС. С другой стороны, непосредственное применение тех же детерминистических методов моделирования, что и при расчетах запроектных аварий в рамках обоснования безопасности АЭС, не позволяет обеспечить необходимое для задач аварийного реагирования быстроедействие в получении прогнозов, которое обеспечивают упрощенные подходы.

Возможным решением проблемы создания быстродействующих расчетных средств, основанных на детерминистическом подходе, может стать ограниченное упрощение существующих детерминистических методов моделирования, применяемых для обоснования безопасности АЭС, в части наиболее ресурсоемких моделей. Это может позволить, с одной стороны, существенно снизить время расчета источника выброса, с другой – обеспечить сохранение точности расчетных оценок и универсальности в рамках приемлемых границ.

Подобный подход требует проведения аналитического исследования изменения затрат времени на численное моделирование тяжелой аварии в зависимости от используемых моделей или групп моделей, а также определения возможных путей их упрощения.

МЕТОД ПРОВЕДЕНИЯ АНАЛИТИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

В общем случае время получения расчетных оценок последствий тяжелой аварии с помощью современного интегрального кода может зависеть от значительного количества факторов. Но к основным можно отнести следующие:

- 1) набор моделируемых физических процессов и явлений (определяющий во многом количество решаемых численно уравнений);
- 2) значения параметров отдельных моделей, влияющих на величину временного шага или на сходимость решения;
- 3) число расчетных ячеек в моделях контурной гидравлики и защитной оболочки (ЗО);
- 4) оптимальность расчетных алгоритмов и программной реализации;
- 5) характеристики используемого программного компилятора и ЭВМ.

Повышение быстродействия кодов за счет двух последних факторов относится в большей степени к техническим проблемам, потому в рамках данного анализа они не рассматривались. То же можно сказать и об оптимизации параметров нодализационной схемы. Наибольший же интерес при анализе возможности ускорения расчетного инструмента представляет влияние состава перечня моделируемых физических явлений и параметров соответствующих моделей на затраты процессорного времени для проведения одного расчета, а также на точность расчетных оценок.

В рамках такого исследования удобно разделить аварийный сценарий на феноменологические стадии, для каждой из которых характерны свои процессы и явления, определяющие их протекание. Для значительной части сценариев тяжелых аварий подобное разделение может иметь следующий вид:

- 1) потеря охлаждения активной зоны (а.з.);
- 2) отказ оболочек твэлов, начало поступления радиоактивных веществ (РВ) из топлива в контур теплоносителя;
- 3) потеря стержневой геометрии а.з.;
- 4) перемещение расплава элементов а.з. и ВКУ, приводящее в итоге к отказу корпуса реактора;
- 5) отказ ЗО, начало основного выброса.

Предложенное разделение основано на различиях в наборе физических процессов и явлений, играющих ключевую роль с точки зрения развития аварии на каждой

из стадий. На первой стадии основными физическими процессами, определяющими ее протекание, являются теплогидравлические процессы в контурах и под ЗО. Следующая стадия характеризуется расширением перечня наиболее значимых процессов – на ход аварии (в частности, на повреждение элементов а.з.) дополнительно оказывают влияние физико-химические (в частности, окисление оболочек твэлов водяным паром) и механические (разрыв оболочек твэлов) процессы. На этой же стадии возникает источник РВ в первом контуре вследствие их выхода из негерметичных твэлов и начинается перенос аэрозольных и парообразных форм РВ по контуру. При дальнейшем развитии повреждения а.з. данная стадия сменяется расплавлением элементов а.з., выходом расплава на днище корпуса реактора и возможным проплавлением корпуса. Эти стадии развития аварии можно рассматривать как наиболее сложные с точки зрения моделирования одновременно протекающих физических процессов и явлений. Следующая стадия (от отказа корпуса реактора до отказа ЗО) определяется главным образом теплогидравлическими процессами и переносом РВ в контуре и в помещениях ЗО, и, кроме того, процессами в ловушке расплава или в бетонной шахте.

Для количественного анализа быстродействия расчетных средств при моделировании тяжелых аварий в качестве меры затрат времени на вычисления ψ можно использовать отношение временных затрат τ_{CPU} , требуемого ЭВМ для проведения расчетов в рамках моделирования временного интервала от исходного события аварии до начала основного выброса к величине данного интервала τ_{calc} :

$$\psi = \frac{\tau_{CPU}}{\tau_{calc}}. \quad (1)$$

Важно отметить, что ψ характеризует результирующее быстродействие при моделировании всех пяти стадий аварии. Для учета же вклада в результирующие затраты времени на вычисления для каждой из стадий в отдельности ψ можно записать в виде:

$$\psi = \sum_{i=1}^{N_{phase}} \psi_{CPU}^{phase,i} \left(\frac{\tau_{calc}^{phase,i}}{\tau_{calc}} \right), \quad (2)$$

где $\tau_{calc}^{phase,i}$ – время длительности i -ой стадии аварии; $\psi_{CPU}^{phase,i}$ – относительные затраты времени на вычисления для i -ой стадии. Соответственно выражение для относительного вклада каждой стадии в величину ψ будет иметь вид:

$$\beta_{phase}^i = \frac{\psi_{CPU}^{phase,i}}{\psi} \left(\frac{\tau_{calc}^{phase,i}}{\tau_{calc}} \right). \quad (3)$$

В общем случае величины $\tau_{calc}^{phase,i}$, $\psi_{CPU}^{phase,i}$; ψ и τ_{calc} могут существенно зависеть от рассматриваемого аварийного сценария и применяемого для моделирования интегрального кода. Но в то же время соотношения между средними для нескольких сценариев значениями данных величин могут позволить сделать качественные выводы о значимости скорости расчета отдельных стадий аварии с точки зрения результирующего времени, требуемого для получения расчетных оценок выброса.

В рамках текущего исследования для получения подобных оценок использовался разработанный в ИБРАЭ РАН интегральный код СОКРАТ/ВЗ [5]. Данный код предназначен как для расчета времени начала, продолжительности и радионуклидного состава выброса в окружающую среду, так и для анализа процессов в

реакторной установке и состояния атмосферы под защитной оболочкой при аварии на АЭС с реакторами ВВЭР. Применение СОКРАТ/В3 для решения поставленной исследовательской задачи обусловлено присутствием в его составе, как и в зарубежных аналогах, моделей основных физических процессов, определяющих развитие аварии. В частности:

- 1) модели контурной двухфазной многокомпонентной теплогидравлики первого и второго контуров РУ;
- 2) точечной модели теплогидравлических процессов под защитной оболочкой РУ;
- 3) модели окисления и разрушения активной зоны и внутрикорпусных устройств;
- 4) модели формирования расплава в напорной камере реактора и разрушения корпуса реактора;
- 5) модели взаимодействия расплава с бетоном шахты реактора;
- 6) модели накопления РВ в топливе;
- 7) модели выхода РВ из твэлов в первый контур;
- 8) модели выхода РВ из расплава (в корпусе реактора и в бетонной шахте);
- 9) модели переноса и осаждения РВ в первом контуре РУ; модели переноса и осаждения радиоактивных веществ под ЗО.

Важно отметить, что имевшие место запроектные аварии на АЭС – уникальные события, произошедшие по разным причинам на реакторных установках разного типа и разного времени проектирования, по которым затруднительно сделать обобщенные оценки. В связи с этим в рамках аналитического исследования использовались результаты моделирования вероятных гипотетических сценариев тяжелых аварий на отечественных АЭС с ВВЭР-1000 (без учета аварийных сценариев, связанных с бассейном выдержки). В частности, в рамках анализа использовались результаты моделирования 32 аварийных сценариев с различными исходными событиями (полное обесточивание, течи из первого контура под ЗО и с байпасированием ЗО, межконтурные течи, при этом так же постулировались дополнительные отказы оборудования) и в различных эксплуатационных состояниях блока (работа на мощности, расхолаживание через второй контура, режим перегрузки активной зоны, разогрев первого контура до “горячего” состояния). При этом приоритет отдавался в первую очередь сценариям, предполагающим начало основного выброса более чем через сутки после наступления исходного события. Подобные сценарии, с одной стороны, требуют наиболее длительных вычислений для оценки их последствий. Соответственно, проблема повышения быстродействия расчетного средства для задач оценки их последствий стоит наиболее остро. С другой стороны, для “быстрых” сценариев аварий, характерное время развития которых сопоставимо с временными затратами на организацию аварийного реагирования и информационный обмен, задача проведения численной оценки возможного выброса может быть не актуальной (по причине начала основного выброса еще до момента передачи информации о наступлении аварийного события в кризисный центр и запуска расчетов).

РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИТИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Результаты анализа расчетов аварий, проведенных с помощью кода СОКРАТ/В3, показали следующие закономерности:

1) для длительности основных стадий аварий характерен значительный разброс (от 0.01 ч до сотен часов). В то же время для большинства сценариев, в которых отказ изолирующей арматуры ЗО не постулировался, время до начала основного выброса во многом определялось длительностью стадии удержанием РВ под ЗО (табл. 1). Наименее длительными в большинстве сценариев оказались стадии, связанные с плавлением а.з. и удержанием расплава в корпусе;

2) наименьшие значения $\psi_{CPU}^{phase,i}$ характерны для стадии деградации а.з. и удержания расплава в корпусе реактора (табл. 2). Данный результат объясняется тем, что моделирование этих стадий требует учета мультифизических процессов и явлений и сложно организовано с точки зрения численных методов (требует уменьшения временного шага, внутренних итераций при наиболее значительном количестве решаемых уравнений). Наибольшая же скорость счета в большинстве сценариев наблюдалась при моделировании стадии удержания РВ под ЗО;

3) сравнение величин β_{phase}^i показало, что, несмотря на высокую скорость расчета, из-за большой длительности стадии удержания РВ под ЗО вносит определяющий вклад во временные затраты для расчета всего аварийного сценария (табл. 3).

Важно отметить, что последняя закономерность справедлива только для сценариев, предполагающих возникновение основного выброса РВ только после отказа ЗО. В случаях же постулирования отказа изолирующей арматуры ЗО или возникновения условий для байпасирования ЗО основные временные затраты могут приходиться как на стадию плавления а.з. и удержания расплава в корпусе реактора, так и на стадию, предшествующую началу разогрева а.з. (табл. 4).

Для стадии аварии, связанной с длительным удержанием РВ под ЗО и, как правило, вносящей основной вклад во временные затраты на расчет выброса, определяющими ее развитие группами физических процессов являются теплогидравлические процессы, перенос и осаждение аэрозолей РВ и взаимодействие расплава топлива с материалом бетонной шахты. Анализируя затраты процессорного времени на моделирование каждой из этих групп физических процессов на примере отдельного аварийного сценария, можно отметить существенное влияние переноса РВ, обусловленное во многом затратами процессорного времени на моделирование процессов коагуляции и переноса полидисперсных аэрозолей (табл. 5). В частности, на стадии удержания РВ под ЗО затраты процессорного времени на моделирование переноса, осаждения и коагуляции полидисперсных аэрозолей сопоставимы с затратами на моделирование теплогидравлических процессов в контурах РУ и в ЗО.

ПОВЫШЕНИЕ БЫСТРОДЕЙСТВИЯ ЗА СЧЕТ УПРОЩЕНИЯ МОДЕЛИ ПЕРЕНОСА И ПОВЕДЕНИЯ АЭРОЗОЛЕЙ

Выявленное влияние модели транспорта полидисперсных аэрозолей на временные затраты, необходимые для расчета источника выброса, можно объяснить соотношением между количеством решаемых уравнений в модели переноса РВ и в теплогидравлической модели. В каждой пространственной ячейке модели контуров РУ и в помещении под ЗО на каждом временном шаге решается 6–10 уравнений теплогидравлической модели. При этом в рамках моделирования переноса РВ решается 30–40 уравнений переноса химических соединений РВ и сопоставимое количество уравнений переноса размерных групп аэрозолей, а также уравнений коагуляционной задачи.

Таблица 1. Длительности стадий аварии

Наименование стадии	Минимальная длительность, ч	Максимальная длительность, ч	Средняя длительность, ч
Потеря охлаждения	0.01	64.5	19.0
Отказ оболочек, начало выхода ПД	0.04	10.9	1.5
Потеря стержневой геометрии	0.3	9.5	2.9
Отказ корпуса РУ	0.8	126.0	10.3
Начало основного выброса	0.3	211.2	82.6

Таблица 2. Значения $\psi_{CPU}^{phase,i}$ для основных стадий аварии

Наименование стадии	Минимальное значение	Максимальное значение	Среднее значение
Потеря охлаждения	0.06	2.41	0.87
Отказ оболочек, начало выхода ПД	0.06	1.90	0.74
Потеря стержневой геометрии	0.06	3.56	1.53
Отказ корпуса РУ	0.04	6.69	1.46
Начало основного выброса	0.08	1.49	0.55

Таблица 3. Относительный вклад каждого процесса в относительные затраты времени на расчет аварии

Наименование стадии	Минимальное значение, %	Максимальное значение, %	Среднее значение, %
Потеря охлаждения	0.03	92.06	23.57
Отказ оболочек, начало выхода ПД	0.14	10.26	1.56
Потеря стержневой геометрии	0.95	22.66	6.51
Отказ корпуса РУ	1.45	59.61	11.03
Начало основного выброса	0.38	93.78	57.33

Подобное соотношение числа решаемых уравнений во многом определяется степенью дискретизации размерного ряда аэрозолей на отдельные размерные группы. Важно отметить, что предпочтительное число размерных групп не является величиной, строго обусловленной видом уравнений транспорта и коагуляции, как и допущениями соответствующих моделей. На практике оно определяется эмпирически, в ходе валидации модели, на основе критерия наилучшего совпадения результатов расчетов с экспериментальными данными, причем как для интегральных

Таблица 4. Относительный вклад каждого процесса в относительные затраты времени на расчет аварии (отдельные сценарии)

Наименование стадии	Минимальное значение, %	Максимальное значение, %	Среднее значение, %
Потеря охлаждения	1.36	71.46	29.70
Отказ оболочек, начало выхода ПД	0.69	1.92	10.26
Потеря стержневой геометрии	7.32	10.96	17.76
Отказ корпуса РУ	3.23	15.22	39.77
Начало основного выброса	0.44	87.40	2.52

Таблица 5. Затраты процессорного времени для отдельных сценариев

Сценарий: течь Ду50 из холодной нитки ГЦТ с отказом активной части САОЗ и спринклерной системы			
Наименование стадии	Не учитывается перенос РВ	Учитывается перенос РВ (без коагуляции и полидисперсного приближения под 30)	Учитывается перенос РВ (с коагуляцией и полидисперсным приближением под 30)
Потеря охлаждения	1287	1406	1406
Отказ оболочек, начало выхода ПД	106	117	117
Потеря стержневой геометрии	674	779	829
Отказ корпуса РУ	9311	14472	18988
Начало основного выброса	105387	152251	196416

экспериментов, так для и экспериментов по отдельным явлениям (включая эксперименты по исследованию турбулентной коагуляции). Соответственно, оно может существенно варьироваться. В частности, для кода СОКРАТ/ВЗ [5] в качестве рекомендованного значения используется 21 размерная группа. Для аналогичных моделей других кодов могут использоваться иные значения данного параметра (в частности, для MELCOR 1.8.5–10 [6], для кода ASTEC – 50 [7]).

Соответственно, в качестве возможного пути к повышению быстродействия расчета выброса при умеренном снижении точности можно рассматривать возможность уменьшения числа размерных групп аэрозолей. Подобная мера может заметно снизить точность моделирования отдельных процессов, но при этом не привести к заметному снижению точности расчета выброса относительно точности с использованием неизменных моделей.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ЧИСЛА РАЗМЕРНЫХ ГРУПП НА ТОЧНОСТЬ ОЦЕНОК ВЫБРОСА ИЗ-ПОД ЗО

Возможность или невозможность упрощения описания размерного спектра в модели переноса аэрозолей под ЗО во многом будут определяться его влиянием на точность расчетных оценок выброса. Для анализа подобного влияния с помощью кода СОКРАТ/ВЗ была проведена серия расчетов интегрального эксперимента Phebus FPT1 [8], воспроизводящего основные стадии развития тяжелой аварии, включая удержание РВ под ЗО. Расчеты проводились с различным числом размерных групп аэрозолей.

В эксперименте использована модель реактора PWR мощностью 900 МВт (эл.) [9], построенная в масштабе 1/5000 в части первого контура и защитной оболочки. Компоненты экспериментальной сборки имитировали основные конструкции реакторной установки PWR. Моделировались следующие составляющие энергоблока: активная зона, горячая нитка первого контура, U-образная трубка парогенератора, холодная нитка первого контура и ЗО. Схематическое изображение установки Phebus FPT1 показано на рис. 1.

Перед началом основной стадии эксперимента топливная сборка дооблучалась тепловыми нейтронами в реакторе Phebus в течение ~7 суток при средней тепловой мощности ~205 кВт. Это выполнялось с целью генерации и накопления в топливе короткоживущих РВ. В рамках эксперимента осуществлялся радиационный нагрев сборки, вызвавший ее разрушение с последующим выбросом РВ в модельный контур, а в последствии – в модель ЗО. После этого в ходе эксперимента осуществлялась

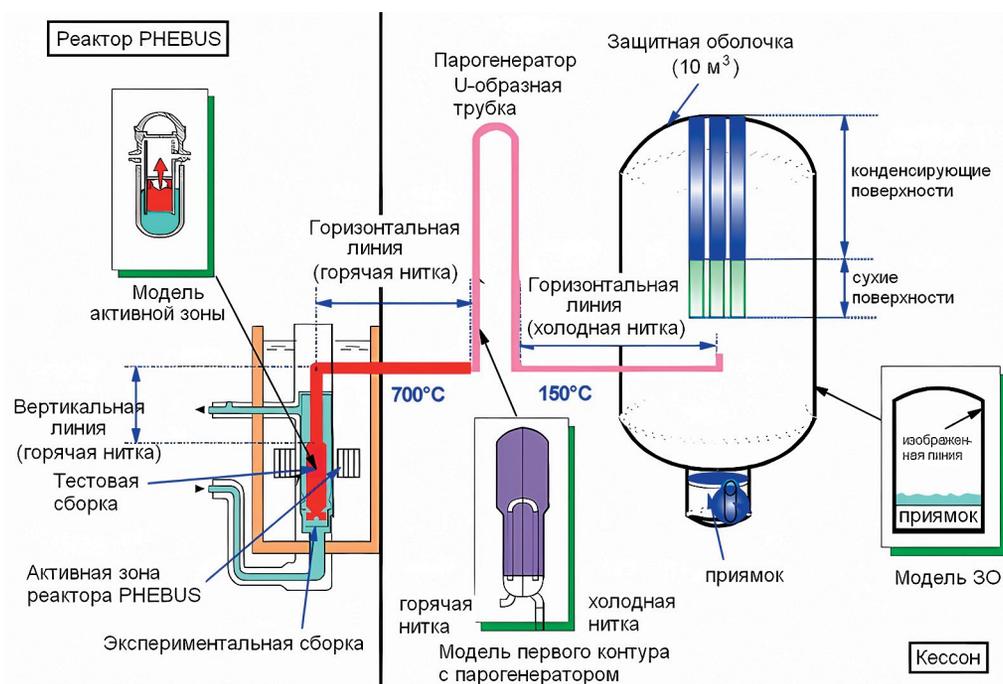


Рис. 1. Схематическое изображение установки Phebus.

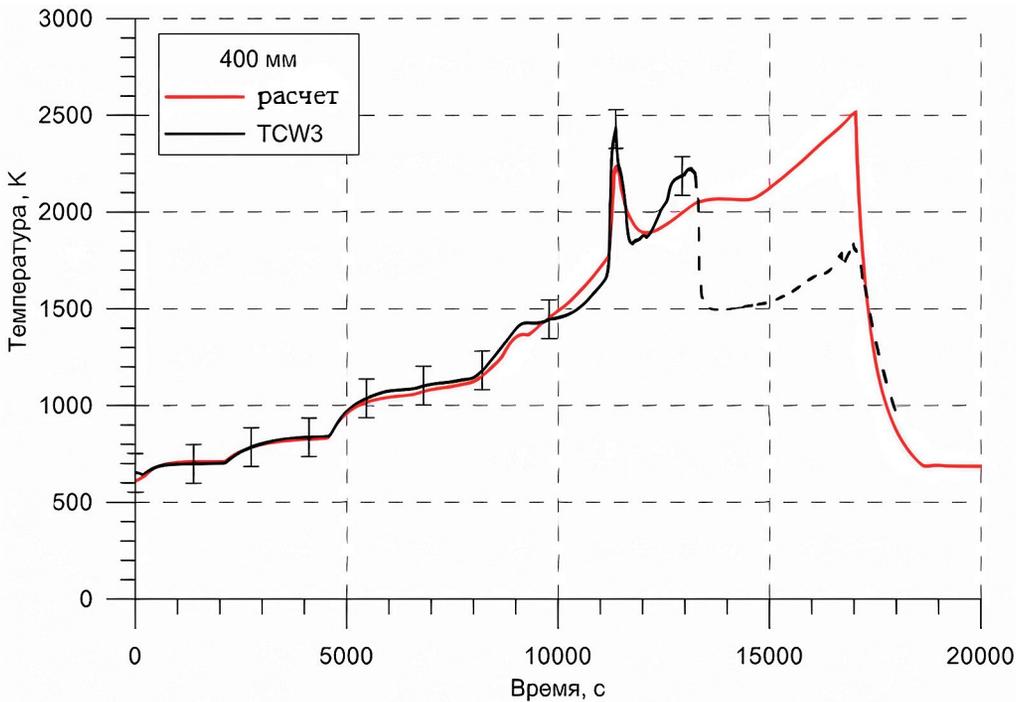


Рис. 2. Температура топлива на уровне 400 мм в эксперименте Phebus FPT1.

выдержка поступивших в модель ЗО аэрозольных частиц, моделирующая стадию удержания РВ под ЗО до ее отказа.

В рамках расчета эксперимента моделируются процессы в основных элементах установки: в рабочем участке установки (начиная с высотной отметки -0.1 м), в горячей нитке ГЦТ, парогенераторе, холодной нитке ГЦТ и ЗО. Энерговыведение в сборке и расход водяного пара через сборку задавались в соответствии с экспериментальными зависимостями.

Начальное накопление РВ в топливе рассчитывалось кодом СОКРАТ/ВЗ. При расчете накопления ПД учитывались распад продуктов деления во время девятилетнего периода выдержки после выгрузки облученного топлива из реактора ВРЗ, накопление продуктов деления во время семисуточного повторного облучения в реакторе Phebus, а также пятичасовой переходный процесс эксперимента Phebus FPT1. При этом предполагалось, что предварительное облучение топлива происходило со средней удельной мощностью 20.45 кВт/кгU до достижения среднего выгорания 23.4 ГВт*сут/тU.

Результаты моделирования эксперимента при помощи СОКРАТ/ВЗ продемонстрировали корректное воспроизведение фаз разогрева (с 0 до 8000 с), окисления (10000–11600 с) и плавления модельной сборки (11000–17000 с), включая стекание материалов, теплообмен излучением в сильно поврежденной геометрии, прямое взаимодействие топливных таблеток со средой в канале. Тренды расчетных температур оболочек твэлов по всей высоте сборки воспроизводят тренды измеренных температур, расчетные температуры совпадают или лежат вблизи измеренных значений

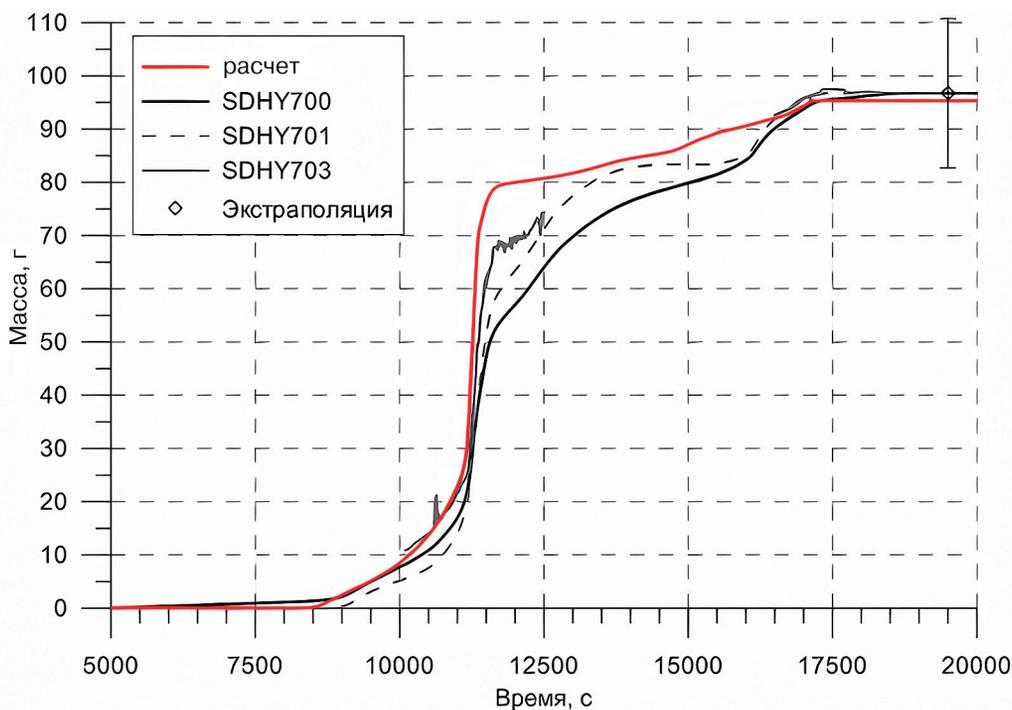


Рис. 3. Интегральная наработка водорода в эксперименте Phebus FPT1.

в пределах погрешностей измерений (за исключением поздней фазы разрушения сборки, где становится существенной неоднородность поля температур по сечению — рис. 2). Кроме того, в расчете наблюдается корректное воспроизведение суммарного количества образовавшегося водорода (рис. 3).

В эксперименте разогрев сборки приводил к началу разгерметизации оболочек твэлов через 5800–6200 с после начала активной стадии эксперимента. В расчете по коду СОКРАТ/В3 разрыв оболочек внутреннего ряда твэлов, облученных в реакторе ВРЗ, произошел в момент времени 5818 с при температуре 1081 К. Для свежего топлива этот момент времени составил 5819 с, соответствующая температура — 1058 К. Для облученных твэлов внешнего ряда время разрыва оболочек составило, соответственно, 6028 с и 1074 К. Важно отметить, что выход ПД непосредственно после разгерметизации оболочек был незначителен. Согласно измерениям, устойчивое детектирование изотопов цезия, йода, теллура, ксенона, молибдена начинается только после 10500 с, что соответствует разогреву сборки до температур 1500–1600 К.

Результаты расчета переноса и осаждения изотопов РВ демонстрируют хорошее согласие с экспериментом. В частности, на рис. 4 показана временная зависимость линейной плотности активности (МБк/см) изотопа ^{137}Cs в горячей и холодной нитках установки (в точках расположения детекторов). Датчики показывают суммарную взвешенную и осажденную активность. Расчетные величины активности цезия в горячей нитке качественно верно показывают наличие повторного взвешивания и перенос содержащих цезий молекул из пространства над сборкой в парогенератор.

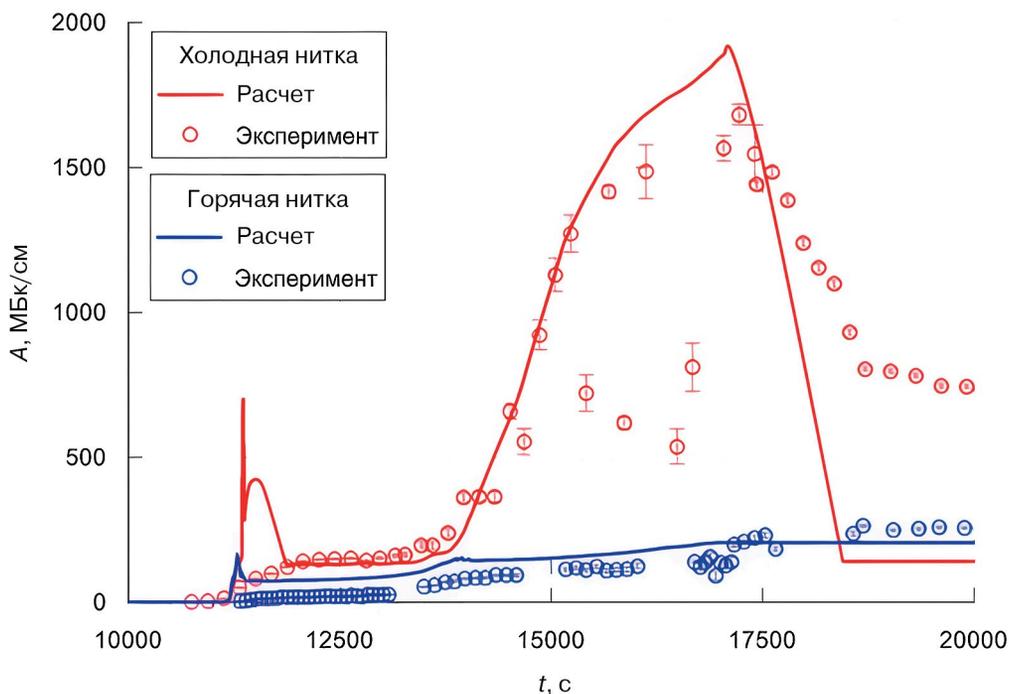


Рис. 4. Линейная плотность активности изотопа ^{137}Cs в горячей и холодной нитках в эксперименте Phebus FPT1.

В работе [10] отмечается, что цезий в горячей нитке присутствовал в основном в форме CsOH , что учитывалось при моделировании.

Расчетное поведение изотопа йода ^{131}I в холодной нитке также демонстрирует хорошее совпадение с экспериментальными данными (рис. 5). Данные по горячей нитке носят информативный характер, поскольку на части временного интервала активность была выше диапазона измерений датчика. Полученные значения по коду СОКРАТ/ВЗ соответствуют данным измерений и данным из работы [10].

На рис. 6 показана интегральная масса йода, поступившая в ЗО. При сравнении с экспериментальными данными по динамике расхода можно сделать вывод о том, что пары CsI , так же как и пары CsOH , частично конденсировались в пространстве над сборкой, где находились поверхности с низкими температурами, а потом постепенно испарялись при нагреве этих поверхностей (при увеличении тепловой мощности сборки и температуры выходящего газа).

Моделирование процессов в ЗО проводилось в упрощающем предположении о линейной скорости отбора среды (в интервалах пробоотбора) и фиксированной температуре стен. Начальная влажность атмосферы под ЗО была подобрана из условия наилучшего совпадения давления в интервале 0–2000 с (рис. 7). Относительное отклонение расчетного давления в ЗО на интервале 0–27000 с составило 0.1%, среднеквадратическое отклонение — $\sigma_{\text{PRESS}} = 0.8\%$. Температура газа, приведенная на рис. 8, в расчете коду СОКРАТ/ВЗ соответствует среднеобъемной температуре. Экспериментальная температура измерялась в верхней части ЗО, в области

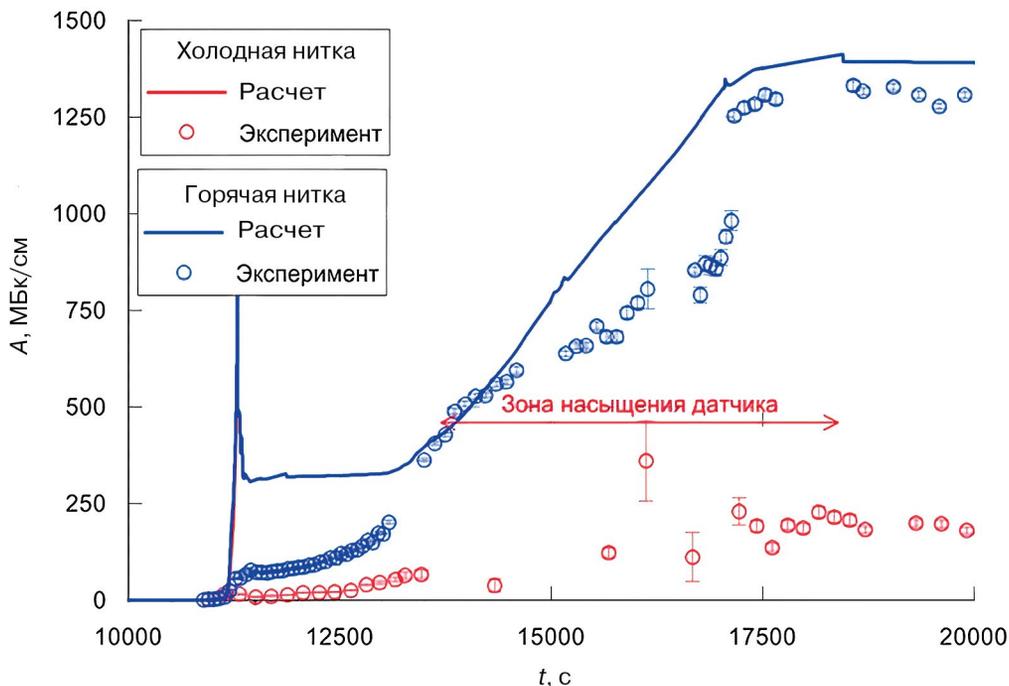


Рис. 5. Линейная плотность активности изотопа ^{131}I в горячей и холодной нитках в эксперименте Phebus FPT1.

теплообменника-конденсатора. Абсолютное отклонение расчетной температуры газа в ЗО на интервале 0–27000 с составило 5.5 К, среднеквадратическое отклонение — $\sigma_{\text{ТЕМП}} = 1.0$ К.

Одной из основных задач моделирования процессов в ЗО было воспроизведение в расчете изменения концентрации взвешенных РВ, обусловленного поступлением аэрозольных и парообразных форм из экспериментального контура с последующим их выведением на стенки модели ЗО. Формирование пика концентрации, обусловленного поступлением РВ из контура после плавления экспериментальной сборки, наблюдалось в интервале времени от 11000 до 15000 с. После прекращения поступления РВ рост концентрации сменялся длительным падением, вызванным процессами осаждения аэрозолей и частичным выведением парообразных форм. Наибольшие отличия расчетных значений от экспериментальных наблюдались для начальной фазы выброса (интервал времени 11200–13000 с). Они могли быть обусловлены как различиями в воспроизведении динамики источника из экспериментального контура, так и, возможно, влиянием трехмерных эффектов перемешивания среды в ЗО. Отличия наблюдаются только по показаниям гамма-спектрометра. По прецизионным системам OLGA, FIPF, IMPF, MPPF на фазе выброса существенных отклонений расчетных и экспериментальных данных не наблюдается.

Последующий анализ результатов эксперимента показал, что доминирующими формами ряда значимых РВ под ЗО должны были стать аэрозольные частицы. Соответственно, эволюция концентрации ряда РВ под ЗО на длительной стадии

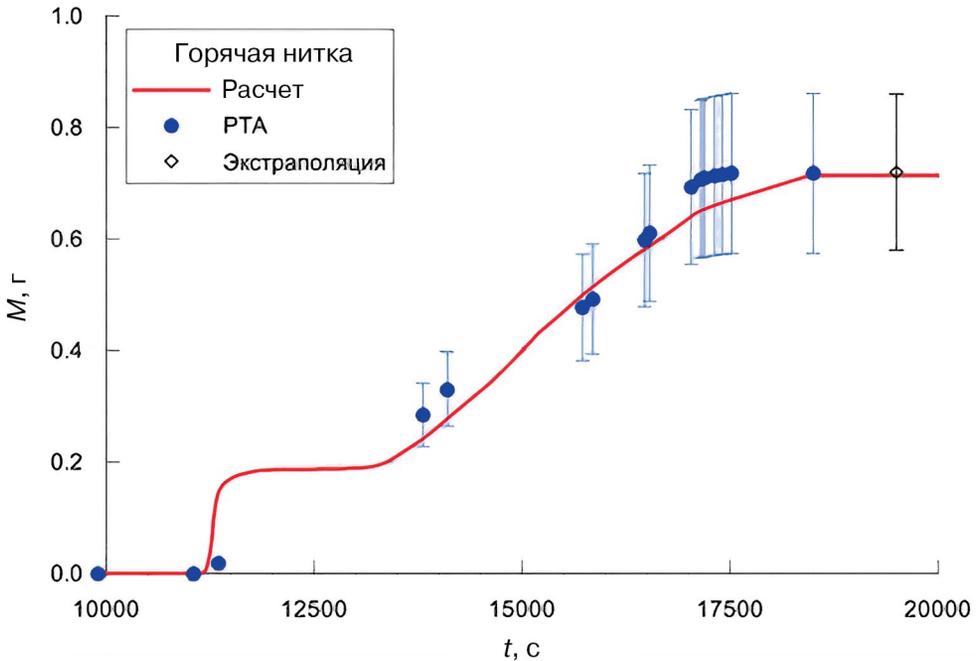


Рис. 6. Интегральная масса йода, поступившая под ЗО в эксперименте Phebus FPT1.

осаждения может описываться моделями переноса и поведения аэрозолей. В рамках такого допущения в ходе численного моделирования эксперимента удалось корректно воспроизвести эволюцию концентрации соединений цезия. Причем для начальной стадии осаждения (с 15000 до 40000 с) изменение концентрации с приемлемой точностью описывается монодисперсной моделью, не учитывающей влияние размерного спектра аэрозолей на интенсивность выведения (рис. 9). Корректное воспроизведение снижения концентрации на более поздних стадиях (от 4000 с до 80 часов) требует учета изменения размерного спектра аэрозолей. Соответственно, в рамках расчетов использовалась также и полидисперсная модель, позволяющая учесть как влияние различий в размерах частиц на скорость их осаждения, так и влияние изменения их размерного спектра за счет коагуляции. Для полидисперсной модели число размерных групп варьировалось (рассматривались числа размерных групп 6, 11, 16, 21). Полученные для полидисперсного приближения результаты демонстрируют, что для случаев 11, 16 и 21 размерной группы отличия в расчетных оценках составляют значения, существенно меньшие отклонений от эксперимента (рис. 9). Важно отметить также и хорошее совпадение с монодисперсной моделью на начальной стадии (до 40000 с).

Результаты верификационного расчета подтверждают возможность уменьшения числа размерных групп при сохранении точности расчетных оценок выброса из-под ЗО и одновременном значительном ускорении процедуры расчета.

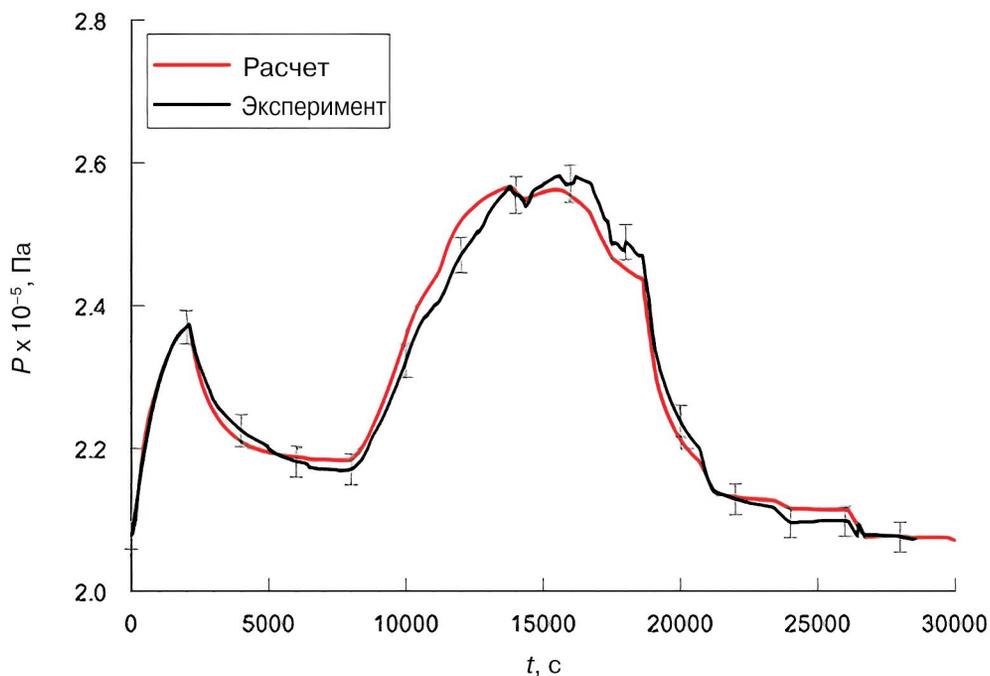


Рис. 7. Давление под ЗО в эксперименте Phebus FPT1.

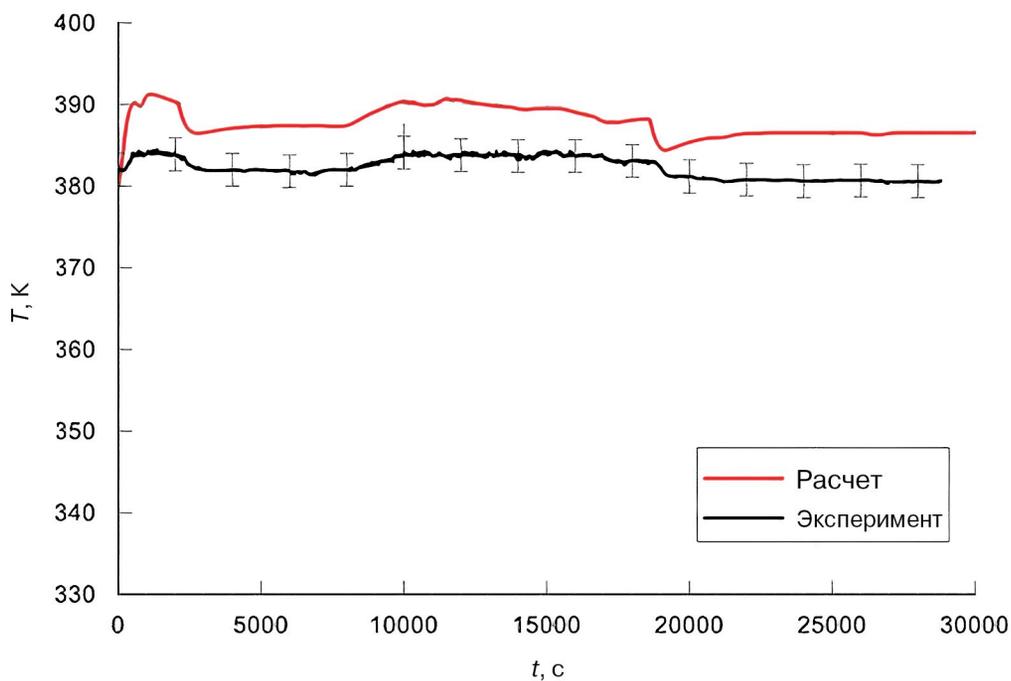


Рис. 8. Температура газовой фазы под ЗО в эксперименте Phebus FPT1.

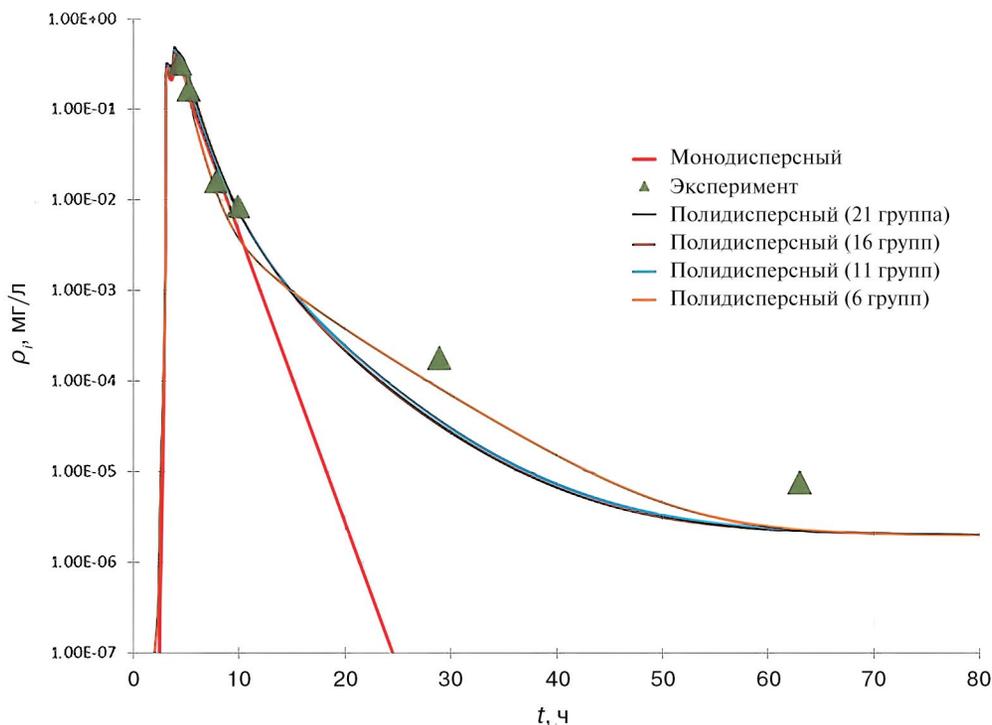


Рис. 9. Массовая концентрация цезия в газовой фазе под ЗО в эксперименте Phebus FPT1, полученная для различных чисел размерных групп аэрозолей (6, 11, 16 и 21 группа).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье представлены результаты анализа затрат процессорного времени на моделирование отдельных физических процессов и явлений в рамках расчета источника радиоактивных веществ в окружающую среду в ходе тяжелой аварии на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР.

По итогам анализа результатов моделирования вероятных гипотетических сценариев тяжелых аварий на отечественных АЭС с ВВЭР-1000 (без учета аварийных сценариев, связанных с бассейном выдержки) оценены характерные длительности стадий тяжелой аварии, а также характерные значения затрат процессорного времени на их моделирование. Данные оценки продемонстрировали, что для длительных сценариев (предполагающих начало основного выброса более чем через сутки после наступления исходного события) наибольшее влияние на результирующее время расчета аварии оказывает стадия от выброса РВ под ЗО до отказа ЗО вследствие проплавления расплавом топлива основания бетонной шахты. При моделировании этой стадии значительное влияние на временные затраты, необходимые для расчета источника выброса, оказывают модели переноса и осаждения аэрозолей. Для этих моделей наиболее значимым параметром с точки зрения затрат процессорного времени является количество размерных групп аэрозолей (при неизменной программной реализации модели коагуляции и переноса).

Проведенные расчеты эксперимента Phebus FPT1 подтвердили возможность уменьшения числа размерных групп без существенного снижения точности расчетных оценок выброса из-под ЗО с одновременным значительным ускорением процедуры расчета. Подобное ускорение может быть обеспечено и в рамках расчетов запроектных аварий на АЭС, так как затраты процессорного времени на вычисления при моделировании переноса РВ в ЗО находятся в линейной зависимости с числом расчетных ячеек.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Hage M., Kowalik M., Sören J., Löffler H.* Source Term Prediction Software in Case of Severe Accidents: FaSTPro for Shutdown States, Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 14, September 2018, Los Angeles, CA.
2. *Knochenhauer M., Hedtjärn Swaling V., Alfheim P.* Using Bayesian Belief Network (BBN) Modelling for Rapid Source Term Prediction – RASTEP Phase 1, NKS-267, NKS, September 2012.
3. *McKenna T.J., Gütter J.G.* Source Term Estimation during Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents, NUREG-1228, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 1988.
4. *Heruiou K.* Development of a methodology and of a computer tool for source term estimation in case of nuclear emergency in a light water reactor (ASTRID), CONTRACT FIKR – CT-2001–00171, Report ASTRID/04.39 v1.1, January 2005.
5. *Bolshov L.A., Dolganov K.S., Kiselev A.E., Strizhov V.F.* Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents, Nuclear Engineering and Design, Volume 341, 2019. P. 326–345.
6. Uncertainty analyses using the MELCOR severe accident code. In: Evaluation of uncertainties in relation to severe accidents and level 2 probabilistic safety analysis. Workshop proceedings. Aix-en-Provence –Randall O. Gauntt – 2005.
7. <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMIC/Pages/Fission-product-transport-modelling-in-the-ASTEC-integral-code-SOPHAEROS-module-3008.aspx>
8. Final Report FPT1, CD-ROM.
9. *March P., Simondi-Teisseire B.* Overview of the facility and experiments performed in Phébus FP, Annals of Nuclear Energy, V. 61 (2013), P. 11–22.
10. Validation of severe accident codes against Phebus FP for plant applications: Status of the PHEBEN2 project, Nuclear engineering and design 221, April 2003, P. 225–240.

**Analysis of The Influence of Models
of Individual Physical Processes and Phenomena
on the Calculation Time of the Source Term
in Severe Accidents**

**M. Ph. Philippov, M. I. Delova*, K. S. Dolganov, A. E. Kiselev,
S. N. Krasnoperov, V. N. Semenov, D. Yu. Tomashchik**

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN), Moscow, Russia

**e-mail: delovami@ibrae.ac.ru*

Dependence of the CPU time needs for calculation of the source term during a severe accident at nuclear power plants with WWER reactors from the individual physical processes and phenomena used as part of the calculation tools similar to the SOCRAT/V3 severe accident code is investigated. This analysis allows revealing the most expensive models in terms of runtime. The simplification of these models can ensure the greatest acceleration of the calculation. The relevance of the task draws from the need to develop new or adapt existing calculation tools for assessing the intensity of radioactive emission sources for the tasks of emergency preparedness and response considering the specific requirements for the accuracy of numerical estimates and time to obtain them. The paper demonstrates the possibility of reducing CPU time without significant loss of accuracy of the numerical estimates by simplifying the spectrum of aerosols sizes. The efficiency of the proposed approach is demonstrated by the example of modeling the Phebus FPT1 experiment.

Keywords: NPP, severe accidents, modeling, emergency response