

УДК 621.039.586

И.Л. Козлов, канд. техн. наук, доц., Одес. нац.
политехн. ун-т

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ МОДЕЛИРОВАНИЯ АВАРИЙ С ПОВРЕЖДЕНИЕМ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АЭС С КОРПУСНЫМИ ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Введение. После аварийных событий в 1979 г. на АЭС ТМІ-2 (США) мировое ядерное сообщество начало активное изучение вопросов расчетного и экспериментального моделирования тяжелых аварий (с повреждением ядерного топлива).

Анализ последних исследований и публикаций. Представительные анализы основных результатов моделирования тяжелых аварий (с повреждением ядерного топлива) в “дофукусимский” период приведены, например, в [1, 2]. На основе проведенного анализа в [1] установлено:

— Приведенные известные результаты расчетного и экспериментального моделирования тяжелых аварий на реакторных установках (РУ) типа ВВЭР показывают, что несмотря на недостаточную изученность процессов и неопределенность результатов моделирования, в настоящее время сложилась вполне определенная основа для разработки эксплуатационной документации по управлению тяжелыми авариями (УТА) на АЭС с ВВЭР. По мере развития и совершенствования расчетно-экспериментального моделирования всех этапов тяжелых аварий руководства и инструкции по УТА могут корректироваться и дополняться.

— По известным результатам адаптации и валидации зарубежных кодов наиболее перспективны для расчетного моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР следующие: ASTEC, MAAP4/VVER, MELCOR, SCDAP/RELAP и CONTAIN (внутри- и внекорпусные стадии тяжелых аварий); DOSE и MACCS (внеконтейнментная стадия); непосредственно разработанные для ВВЭР СОКРАТ, КУПОЛ и ГЕФЕСТ УЛР (внекорпусная стадия), COFAR/ COMRA и ДОЗА (внеконтейнментная стадия). Большинство кодов прошли успешную валидацию на данных тяжелой аварии в корпусном реакторе АЭС ТМІ-2 (США)

— Основным направлением для адаптации зарубежных кодов к условиям тяжелой аварии на ВВЭР является дальнейшая систематическая и всесторонняя валидация как на экспериментальных установках, так и в натурных условиях. При использовании для валидации данных, полученных на экспериментальных установках, необходимо учитывать критерии подобия моделируемых процессов.

Однако уроки тяжелых аварий на АЭС Fukushima Daiichi определили необходимость активизации разработок в направлениях, таких как:

— моделирование и анализ относительно маловероятных исходных событий тяжелых аварий в РУ (в т.ч. полное обесточивание с отказами пассивных систем безопасности);

— моделирование и анализ тяжелых аварий в бассейне выдержки отработанного ядерного топлива (БВ ОЯТ);

— моделирование парогазовых взрывов при разных сценариях развития тяжелых аварий в реакторе, контейнменте (гермообъеме) и БВ ОЯТ и др.

Цель работы заключается в проведении анализа последних результатов расчетного моделирования тяжелых аварий, полученных в “постфукусимский” период.

Изложение основного материала. В “постфукусимских” разработках НИЦ “Курчатовский институт” (Россия) проведено расчетное моделирование тяжелой аварии в БВ ОЯТ при

DOI 10.15276/opus.1.45.2015.11

© И.Л. Козлов, 2015

длительном обесточивании с применением интегрального расчетного кода (РК) СОКРАТ [3]. Для оценки значений остаточных тепловыделений ОЯТ моделировались теплогидродинамические процессы разогрева воды и плавления топливных элементов в БВ ОЯТ, образование водорода в результате реакции окисления конструкционных материалов БВ и циркония тепловыделяющих сборок (ТВС).

При моделировании анализировались показатели БВ энергоблока № 1 Балаковской АЭС в трех вариантах загрузки бассейна: штатной (с суммарной тепловой мощностью ТВС, хранящихся в БВ, равной 3,6 МВт) и двух аварийных выгрузок (с суммарной тепловой мощностью хранящихся ТВС соответственно 11,0 МВт и 16,5 МВт).

Полученные при моделировании [3] результаты (табл. 1) показывают, что длительное обесточивание АЭС представляет собой серьезную угрозу безопасности АЭС, вследствие большого количества водорода, выделившегося за счет окисления ТВС в БВ.

Таблица 1

Сводные результаты полученных расчетов [3]

Расчетный параметр	Суммарная тепловая мощность ТВС, хранящихся в БВ		
	3,6 МВт	11,0 МВт (только 3-ий отсек)	16,5 МВт
Количество выгруженных ТВС	281	110	365
Время начала испарения воды из БВ, ч	12,6	0,68	2,67
Время оголения верхнего края ТВС, ч	28,7	3	10,8
Время начала генерации водорода, ч	56	4,6	13,05
Время полного испарения воды, ч	278	13	112
Средняя скорость генерации водорода, г/с	3	—	19
Суммарная масса образовавшегося водорода, кг	2973	—	2870
Масса водорода за счет окисления стальных конструкций, кг	1469 (50 %)	—	890 (31 %)

Полученные результаты подтверждают целесообразность дополнительных мероприятий для повышения надежности и безопасности БВ ОЯТ с учетом уроков тяжелой аварии на четвертом блоке АЭС Fukushima Daiichi.

Необходимо отметить, что интегральный код СОКРАТ верифицирован и аттестован к применению на внутри- и внекорпусной стадиях развития тяжелых аварий. Поэтому представляется необходимым адаптация результатов верификации кода СОКРАТ для специфических условий развития возможных тяжелых аварий в БВ ОЯТ. В частности, это актуально для Запорожской АЭС, эксплуатирующей энергоблока с ВВЭР-1000/В-320, где БВ со “свежим” ОЯТ расположены в спецкорпусах, имеющих различные условия и особенности обеспечения безопасности. Кроме того, необходимо расширить номенклатуру первичных исходных событий аварии (ИСА), приведших к тяжелым последствиям в БВ ОЯТ. Так, одними из основных первичных причин тяжелой аварии и разрушительного парогазового взрыва в приреакторном БВ ОЯТ четвертого энергоблока АЭС Fukushima Daiichi считаются потеря герметичности бассейна под воздействием запроектного землетрясения и/или попадание значительного количества водорода из соседних аварийных энергоблоков.

Уроки аварии на АЭС Fukushima Daiichi расширили номенклатуру и условия расчетов тяжелых аварий, требующих привлечения значительных программных и системных ресурсов. В этой связи в ОКБ “ГИДРОПРЕСС” был выполнен комплекс мероприятий по адаптации РК СОКРАТ для использования суперкомпьютерных технологий в параллельном режиме с решением следующих задач [4]:

— оценка источников водорода и пара для задач по обеспечению пожаро- и взрывобезопасности защитной оболочки РУ;

— оценка состояния РУ, анализ отклика РУ на возможные меры по управлению тяжелой аварией;

— оценка массы и энергии расплава, выходящего из корпуса реактора при его разрушении.

Расчеты по адаптации параллельных вычислений РК СОКРАТ проводились в двух режимах тяжелых запроектных аварий [4]:

— режим 1: большая течь теплоносителя первого контура и отказ активной части системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);

— режим 2: полное обесточивание АЭС с наложением отказа на запуск всех дизель-генераторов.

Относительно результатов расчетного моделирования кодом СОКРАТ/В1 тяжелых аварий в ВВЭР 1000 при первичном ИСА “Большая течь с отказом активной части САОЗ” можно отметить следующее:

— Результаты расчетного моделирования по СОКРАТ/В1 вполне удовлетворительно согласуются с аналогичными результатами расчетного моделирования “тяжелыми” кодами ASTEC и ICARE/CATHARE по следующим показателям: изменению давления уровня теплоносителя в реакторе; моменту начала тяжелой аварии (максимальная температура оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) $T_{об}$ более 1200 °С возникает в диапазоне 1000...1300 с от начала аварии). При этом результаты расчетов по СОКРАТ в общем более консервативны.

— Сопоставление результатов расчетного моделирования по СОКРАТ для ВВЭР 1000/В-320 с аналогичными по “тяжелому” коду SCDAP/RELAP5/MOD 3.3 для РУ В-392 М затруднительно, т.к. в реакторных установках нового поколения безопасности используются различные модернизации по управлению авариями: срабатывание гидроемкостей (ГЕ) САОЗ на разных давлениях в реакторе; запуск систем пассивного отвода тепла (СПОТ) и другие.

— Можно отметить вполне удовлетворительное согласование основных показателей расчетов тяжелых аварий при ИСА “Большая течь с отказом активной части САОЗ” по СОКРАТ и SCDAP/RELAP5/MOD 3.3 на качественном уровне для ВВЭР 1000.

— Выбор ИСА тяжелых аварий “Большая течь теплоносителя первого контура и отказ активной части САОЗ” недостаточно обоснован как обобщающий режим для всех тяжелых аварий с течами реакторного контура, так как при других авариях возможны более “жесткие” условия развития аварийных процессов. Например, при ИСА со средними и малыми течами реакторного контура при отказе активной части САОЗ установки ГЕ САОЗ могут срабатывать значительно позднее, чем при максимальной проектной аварии, что может привести к более раннему локальному повреждению верхней части активной зоны. Поэтому необходим дополнительный анализ сценариев развития тяжелых аварий для всех первичных ИСА с течами реакторного контура.

С учетом уроков аварии на АЭС Fukushima Daiichi выбор режима тяжелой аварии с полным обесточиванием АЭС и отказами на запуск всех дизель-генераторов является актуальной задачей [4]. Однако принятие граничного условия работоспособности импульсно-предохранительного устройства компенсатора давления (ИПУ КД) формально сводит задачу к моделированию тяжелой аварии при первичном ИСА “Малые течи реакторного контура”. При этом сравнительный анализ с ИСА “Большие течи реакторного контура” показывает, что начало тяжелой аварии в режиме 2 наступает примерно в 7 раз позже, но интегральная “наработка” водорода почти в 2 раза больше.

Поэтому для полноты анализа всех возможных сценариев развития тяжелых аварий необходимо моделирование их процессов при первичных ИСА с “плотным” реакторным контуром. Конечно, вероятность отказа пассивных систем безопасности (в данном случае ИПУ КД) значительно меньше, чем активных систем. Однако один из основных уроков аварии на АЭС Fukushima Daiichi показывает недопустимость подхода пренебрежения относительно маловероятных событий. В частности, по пока неопределенным причинам пассивная система Isolation Condenser на первом блоке отказала практически сразу после сейсмического воздействия [5]. Можно также вспомнить, что основной причиной тяжелой аварии на ТМІ-2 было незакрытие

(после открытия) предохранительного клапана реактора PORV, а также относительно недавний инцидент на Ровенской АЭС с отказом на закрытие ИПУ КД.

В работе [5] представлены результаты моделирования сценариев тяжелых аварий на ВВЭР 440/213 во время останова (после перегрузки топлива) с использованием расчетного кода MELCOR. Однако основное ограничение применимости полученных результатов связано с недостаточной верификацией моделей MELCOR к условиям тяжелых аварий в режиме останова реактора после перегрузки топлива [6].

В направлении дальнейшего совершенствования расчетных средств моделирования тяжелых аварий необходимо отметить разработки ИБРАЭ РАН (Россия) по верификации моделей “тяжелого” интегрального кода СОКРАТ по выходу продуктов деления (ПД) из уранового топлива UO_2 и осаждению аэрозолей в процессе развития тяжелой аварии [7, 8].

Версия кода СОКРАТ/V3 была создана для моделирования поведения ПД и анализа радиационной обстановки, возникшей в результате тяжелой аварии на РУ ВВЭР [9], которая рассматривает вопросы накопления и выхода ПД в топливных элементах во время работы реактора, выход ПД при разрушении оболочки твэла, поведение и перенос ПД из контура охлаждения в защитную оболочку с последующим выходом в окружающую среду.

Верификации кода СОКРАТ/V3 на результатах экспериментов Falcon-ISP1 и ISP2 показала удовлетворительное соответствие расчетных и экспериментальных данных.

В “постфукусимский” период активизировались работы по углубленной верификации моделей кода ГЕФЕСТ-УЛР для моделирования процессов тяжелых аварий в устройстве локализации расплава (УЛР) для реакторов ВВЭР нового поколения безопасности.

Используемые для верификации кода ГЕФЕСТ-УЛР тесты подразделялись на несколько групп: аналитические решения; кросс-верификация с CFD кодами; сравнение с результатами экспериментов как по исследованию отдельных явлений (BALI, SACR, SURC), так и интегральных (РАСПЛАВ, МАСКА) [10].

Матрица верификации, ориентированная на явления в УЛР, включает следующие процессы: нестационарная теплопроводность в твердом составном теле; распространение фронта плавления, конвективная теплоотдача бассейна расплава; радиационный теплообмен в полости; теплообмен с охлаждающим теплоносителем, термохимия жертвенных материалов и бетона; распределение тепловыделения в расплаве.

Одной из основных причин катастрофических экологических последствий тяжелых аварий на АЭС Fukushima Daiichi были разрушительные парогазовые взрывы, которые не смогли предотвратить предусмотренные проектами реакторных установок BWR системы взрывобезопасности. В частности, все объемы первичных контейнментов BWR были обеспечены рекомбинаторами для предотвращения дефлаграции и детонации водорода. Поэтому вопросы моделирования и анализа взрывобезопасности получили дополнительную актуальность и приоритетность рассмотрения в “постфукусимский” период.

В рамках международного проекта ERCOSAM-SAMARA проводятся комплексные расчетно-экспериментальные исследования стратификации легкого газа (водорода) в защитной оболочке (ЗО) со сценарием, воспроизводящим последовательность событий при тяжелой аварии с потерей теплоносителя на легководном реакторе, и возможности ее разрушения при работе технических средств управления авариями. Экспериментальные исследования проводятся на установках разного масштаба — TOSQAN (IRSN, Франция), MISTRA (CEA, Франция), PANDA (PSI, Швейцария) и стенде СПОТ ЗО (ОАО “ОКБМ Африкантов”, Россия). В расчетно-аналитических исследованиях задействованы программы вычислительной гидродинамики (CFD-коды), а также коды в сосредоточенных параметрах GOTHIC, TONUS, COCOSYS, ASTEC, КУПОЛ-М, КУПОЛ-МТ, широко использующиеся в текущей практике обоснования безопасности АЭС.

В [11] представлены результаты предтестового и посттестового численного анализа сценариев экспериментов с рекомбинатором (ПАР), проведенных на установках PANDA и MISTRA, полученные с использованием LP-кода “КУПОЛ-МТ”. Приведено описание разработанных для

кода “КУПОЛ-МТ” расчетных моделей контейнментов установок PANDA (свободный объем контейнмента 183,3 м³) и MISTRA (свободный объем контейнмента 97,6 м³). С использованием расчетных моделей в рамках предтестовых расчетов был проведен анализ условий возникновения стратификации водорода в контейнментах (в экспериментах вместо водорода использовались гелий) и анализ влияния работы ПАР на стратификацию водорода и перемешивание парогазовой смеси в объеме моделей ЗО. По результатам предтестовых расчетов в области над точками инъекций пара и гелия получен устойчивый стратифицированный слой паро-гелиевой среды. При включении ПАР происходит дестабилизация слоя гелия, приводящая к частичному перемешиванию гелия и уменьшению концентрации гелия, что согласуется с экспериментальными данными, полученными на установке PANDA. Проведенный посттестовый анализ показывает, что возможности кода “КУПОЛ-МТ” позволяют корректно описывать процессы стратификации парогазовой смеси, обеспечивая сопоставимость результатов расчетов с экспериментальными данными.

Однако возможными причинами разрушительных взрывов на аварийных блоках АЭС Fukushima Daiichi могли быть не только процессы дефлаграции/детонации водорода (например на втором и третьем блоках). Не менее опасными и разрушительными являются так называемые «паровые (энергетические) взрывы», связанные с резким локальным ростом давления в парогазовой среде. При этом в процессе парового взрыва образуются значительные локальные концентрации газообразного водорода в результате разрушения молекул воды. Поэтому даже не разрушительный паровой (энергетический) взрыв может инициировать последующий разрушительный взрыв водорода. Однако до настоящего времени отсутствуют достаточно обоснованные модели паровых взрывов при тяжелых авариях, а при анализе безопасности ядерных энергоустановок возможность возникновения паровых взрывов не рассматривается (как крайне маловероятное событие).

Проведенный в [2] анализ показывает, что необходимо обоснование дополнительных (к термохимическим) критериев взрывобезопасности парогазовых смесей, учитывающих специфику тепло-гидродинамических условий и механизмов формирования взрывоопасных ситуаций на разных этапах развития тяжелой аварии.

Доминантными источниками образования газообразного водорода в процессе тяжелой аварии являются парациркулиевая реакция и последствия паровых (энергетических) взрывов. Кинетика парациркулиевой реакции существенно ускоряется при температурах выше 1200...1400 °С и сопровождается интенсивным выделением водорода. Поэтому обеспечение условий стабильного снижения температуры топливно-содержащих масс (ТСМ) является доминантным фактором снижения массы и концентрации генерируемого газообразного водорода и одним из консервативных термодинамических критериев взрыва водородо-паровоздушной смеси:

$$\frac{dT_{\text{ТСМ}}}{dt} < 0,$$

где $T_{\text{ТСМ}}$ — температура ТСМ;

t — время.

Консервативность критерия определяется тем, что в этих условиях локальных концентраций водорода и кислорода достаточно для возникновения процессов дефлаграции/детонации вне зависимости от концентрации рекомбинаторов.

Определяющим фактором необходимых условий возникновения парового (энергетического) взрыва является превышение скорости роста давления в парогазовом объеме (dP/dt) соответствующих критических значений энергетической детонации парогазовой смеси

$$\frac{dP}{dt} \geq \left(\frac{dP}{dt} \right)_{\text{кр}} = P'_{\text{кр}}.$$

Значения $P'_{\text{кр}}$ определяются локальными физико-химическими свойствами парогазовой среды в условиях возможной детонации.

Для условий тяжелой аварии на ВВЭР экспериментально подтвержденная консервативная оценка $P'_{кр}$ составляет 10^3 МПа/с [12].

Результаты. Качественный анализ приведенных термодинамических критериев взрывобезопасности, полученных на основе консервативных условий ограниченной скорости генерации водорода (пароциркониевой реакции) и не превышения скорости роста давления предельных (критических) для паровых взрывов значений позволяет сделать следующие выводы.

Определяющими параметрами условий парогазовых взрывов являются внутренние источники тепловой энергии топливных конструкций в парогазовом объеме и расплава, процессы тепломассообмена и переноса между ТСМ и теплоносителем, условия организованных и неорганизованных протечек через неплотности объема и интенсивности процессов конденсации, которые могут изменяться на разных стадиях тяжелой аварии. Таким образом, аргументированность обстоятельств парового взрыва напрямую связана с правомерностью и применимостью расчетных зависимостей для оценки условий межфазного взаимодействия в условиях тяжелой аварии на ВВЭР, что предопределяет необходимость выполнения верификации и валидации не только детерминистских кодов, моделирующих в целом поведение аварийных процессов, но и расчетных зависимостей межфазного взаимодействия.

Основными управляющими и определяющими параметрами критериев областей эффективного регулирования взрывобезопасности (доступным регулированием которых можно влиять на выполнимость критериев взрывобезопасности в процессе тяжелой аварии) являются расход охлаждающей жидкости от систем безопасности ($G_{ЖО}$) и расход организованной вентиляции парогазовой среды ($G_{УТ}$).

Условием оптимизации $G_{ЖО}$ и $G_{УТ}$ является положительность всех целевых функций F_k , зависящих от теплогидродинамических параметров процессов тяжелой аварии [12].

Обобщенные области эффективного регулирования взрывобезопасности в корпусе реактора/контейнмента приведены на рис. 1.

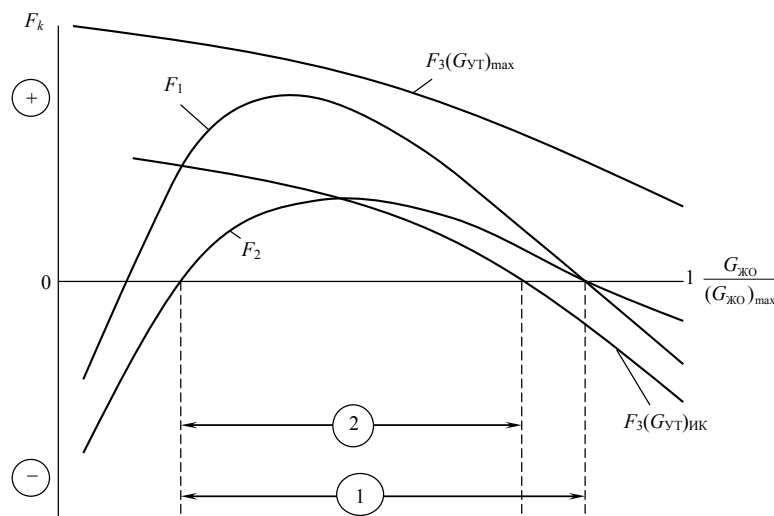


Рис. 1. Области эффективного управления взрывобезопасностью: при больших течах 1-го контура с максимальным расходом $G_{УТ}$ (1); при "плотном" реакторном контуре с открытием предохранительных клапанов (2); $(G_{УТ})_{max}$, $(G_{ЖО})_{max}$ — максимально возможные расходы удаления парогазовой среды и охлаждения соответственно; $(G_{УТ})_{ИК}$ — расходы $G_{УТ}$ при открытии клапанов; F_k — целевая функция с определяющими параметрами условий парогазовых взрывов; F_1 — зависимость от интенсивности процессов конденсации пара и скорости удаления парогазовой среды; F_2 — зависимость от интенсивности тепломассообмена и переноса между топливом, паром и источником охлаждения; F_3 — зависимость от интенсивности тепломассообмена и переноса между расплавом топлива и жидкостью в бассейне теплоносителя

Для обоснованного расчетного анализа эффективности управления взрывобезопасностью при тяжелых авариях в корпусных реакторах необходима дополнительная верификация представленных моделей и критериев парогазовых взрывов. Однако приведенные результаты определяют также ограниченность общепринятого подхода в отношении взрывобезопасности при анализе тяжелых аварий (в том числе и в Украине) — анализируется только возможность возникновения водородных взрывов в контейменте. Возможности возникновения парогазовых взрывов в реакторе и парового (энергетического) взрыва в контейменте не рассматриваются как крайне маловероятные события. Уроки аварии на АЭС Fukushima Daiichi определяют недопустимость такого подхода.

Выводы. Таким образом, можно сделать определенные выводы относительно развития моделирования запроектных и тяжелых аварий в “постфукусимский” период:

— Моделирование и анализ тяжелых аварий проводится не только в реакторе и контейменте, но и в БВ ОЯТ. При этом уже первые разработки определили, что при определенных условиях и сценариях последствия тяжелой аварии в БВ ОЯТ могут быть более значительными, чем при авариях на остановленном реакторе. Дальнейшее развитие моделирования тяжелых аварий в БВ ОЯТ, по нашему мнению, должно быть направлено на расширение номенклатуры ИСА с учетом уроков тяжелой аварии на АЭС Fukushima Daiichi; а также на технические обоснования мероприятий по управлению запроектными и тяжелыми авариями пассивными способами (без электроснабжения).

— При моделировании тяжелых аварий в РУ и обосновании дополнительных мероприятий по управлению авариями необходимо рассмотрение группы ИСА с “плотным” реакторным контуром и отказом пассивных систем безопасности (в т.ч. при отказах предохранительных клапанов), тяжелые аварии на аварийно остановленных реакторах 1...3 блоков АЭС Fukushima Daiichi возникли при полной потере длительного электроснабжения с маловероятными отказами пассивных систем безопасности, а уроки тяжелой аварии на АЭС TMI-2 (США) и инцидент на Ровенской АЭС в 2009 г. определяют необходимость учитывать возможные отказы предохранительных клапанов корпусных реакторов.

— Необходима дальнейшая верификация и валидация расчетных средств, моделирующих все стадии развития тяжелых аварий.

Литература

1. Скалозубов, В.И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР: монография / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Колыханов; Ин-т пробл. безопасности АЭС НАН Украины. — Чернобыль, 2010. — 398 с.
2. Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology / ed. by Bal Raj Sehgal. — Amsterdam; Boston: Elsevier/Academic Press, 2012. — 740 p.
3. Генерация водорода при осушении бассейна выдержки во время аварии с полным обесточиванием на АЭС [Электронный ресурс] / М.А. Будаев, А.Д. Васильев, Ю.А. Звонарев [и др.] // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28–31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-104.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
4. Результаты адаптации и опытного применения расчетного кода СОКРАТ с использованием суперкомпьютерных технологий [Электронный ресурс] / А.В. Литышев, С.И. Пантюшин, Д.Л. Гаспаров [и др.] // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28–31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-051.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
5. О некоторых аспектах обоснования безопасности атомных станций / М.Ю. Ланкин, А.А. Хамаза, Р.Б. Шарафутдинов, М.И. Мирошниченко // Ядерная и радиационная безопасность. — 2012. — № 1(63). — С. 30 — 38.

6. Vokáč, P. Моделирование сценариев тяжелой аварии ВВЭР-440/213 во время останова с использованием расчетного кода MELCOR [Электронный ресурс] / P. Vokáč // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28 – 31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-009.pdf> (Дата обращения: 15.11.2014).
7. Озрин, В. Верификация моделей выхода продуктов деления из UO₂ топлива в коде СОКРАТ/ВЗ на экспериментах VI и VERCORS [Электронный ресурс] / В. Озрин // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28 – 31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-092.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
8. Верификация моделей осаждения аэрозолей в коде СОКРАТ/ВЗ на данных эксперимента FALCON [Электронный ресурс] / А.Е. Киселев, В.Д. Степнов, Д.Ю. Томашик, С.В. Цаун // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28–31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-094.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
9. Верификация расчетного комплекса СОКРАТ/ВЗ [Электронный ресурс] / А.В. Аввакумов, В.М. Алипченков, Л.И. Зайчик [и др.] // Материалы 6-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 26–29 мая 2009, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2009. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/mntk2009-098.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
10. Верификация кода ГЕФЕСТ-УЛР для обоснования эффективности работы ловушки расплава [Электронный ресурс] / Ю.А. Звонарев, В.Л. Кобзарь, И.А. Мельников, А.С. Филиппов // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28–31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-102.doc> (Дата обращения: 15.11.2014).
11. Хизбуллин, А.М. Расчетное моделирование развития тяжелой аварии с учетом влияния рекомбинатора на стратификацию водорода в защитной оболочке [Электронный ресурс] / А.М. Хизбуллин, М.А. Камнев, О.В. Тюриков // Материалы 8-й международной научно-технической конференции “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, 28–31 мая 2013, Подольск, РФ. — Подольск: ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, 2013. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article158-ru.htm> (Дата обращения: 15.11.2014).
12. Скалозубов, В.И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах: монография / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Ващенко, С.С. Яровой; ред.: В.И. Скалозубов; НАН Украины, Ин-т пробл. безопасности АЭС. — Чернобыль: Ин-т пробл. безопасности АЭС, 2012. — 279 с.

References

1. Skalozubov, V.I., Klyuchnikov, A.A. and Kolykhanov, V.N. (2010). *Accident beyond the Design Basis Management with the Coolant Loss at the NPP with WWER*. Chornobyl, Ukraine: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants.
2. Sehgal, B.R. (2012). *Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology*. Amsterdam; Boston: Elsevier/Academic Press.
3. Budaev, M.A., Vasilev, A.D., Zvonarev, Yu.A., Konobeev, A.V. and Merkulov, V.V. (2013). Hydrogen generation under cooling pond drainage during full blackout accident on nuclear power plant. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference “Safety Assurance of NPP with WWER”*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-104.doc>
4. Lityshev, A.V., Pantyushin, S.I., Gasparov, D.L., Aulova, O.V., Bukin, N.V., Bykov, M.A., ... Kiselev, A.E. (2013). Results of adaptation and pilot operation of SOCRAT computer code using the supercomputer technologies. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference “Safety Assurance of NPP with WWER”*.

- WWER". Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-051.doc>
5. Lankin, M., Khamaza, A., Charafoutdinov, R. and Miroshnichenko, M. (2012). Some aspects of safety substantiation for nuclear power plants. *Nuclear and Radiation Safety*, 1, 30-38.
 6. Vokáč, P. (2013). Simulations of WWER-440/213 severe accident scenarios at shutdown using the MELCOR code. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-009.pdf>
 7. Ozrin, V. (2013). Verification of the SOCRAT/V3 models for the fission products release from UO₂ fuel based on VI and VERCORS experiments. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-092.doc>
 8. Kiselev, A.E., Stepanov, V.D., Tomaschik, D.Yu. and Tsaun, S.V. (2013). Verification of the aerosol settling models in the SOCRAT/V3 code with the use data of the FALCON experiments. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-094.doc>
 9. Avvakumov, A.V., Alipchenkov, V.M., Zaichik, L.I., Kiselev, A.E., Kobelev, G.V., Mitenkova, E.F., ... Tsaun, S.V. (2009). The verification of the numerical code SOCRAT/V3. In *Proceedings of 6th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/mntk2009-098.doc>
 10. Zvonarev, Yu.A., Kobzar, V.L., Melnikov, I.A. and Philippov, A.S. (2013). Verification of HEFEST-ULR code for substantiation of core catcher efficiency. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/documents/mntk2013-102.doc>
 11. Khizbullin, A.M., Kamnev, M.A. and Tyurikov, O.V. (2013). Numerical simulation of severe accident development considering recombiner effect on hydrogen stratification in containment. In V.A. Mohov, S.R. Sorokin, S.O. Titov, E.A. Serdobintseva (Eds.), *Proceedings of 8th International Scientific and Technical Conference "Safety Assurance of NPP with WWER"*. Retrieved from <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article158-en.htm>
 12. Skalozubov, V.I., Klyuchnikov, A.A., Vashchenko, V.N. and Yarovoj, S.S. (2012). *Analysis of Causes and Sequences of the Accident on Fukushima NPP as a Factor of Sever Accidents Prevention in the Vessel Reactor*. Chornobyl, Ukraine: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants.

АНОТАЦІЯ / АННОТАЦИЯ / ABSTRACT

І.Л. Козлов. Аналіз результатів моделювання аварій з пошкодженням ядерного палива на АЕС з корпусними ядерними реакторами. Уроки аварії на АЕС Fukushima Daiichi зумовили необхідність переоцінки і активізації робіт з моделювання і аналізу різних сценаріїв розвитку важких аварій з ушкодженням ядерного палива в реакторі, контейнменті і в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива з розширенням номенклатури групи первинних вихідних подій аварії. Обґрунтовано подальший розвиток розрахункових засобів моделювання критеріїв вибухобезпечності парогазових сумішей, що враховують специфіку теплогідродинамічних умов і механізмів формування вибухонебезпечних ситуацій на різних етапах розвитку важкої аварії. На основі аналізу відомих результатів розвитку аварій на корпусних ядерних реакторах представлено термодинамічні критерії вибухобезпечності, встановлено визначальні параметри умов парогазових вибухів, і зумовлено необхідність виконання подальшої верифікації і валідації детерміністських кодів, що моделюють в цілому поведінку аварійних процесів і розрахункових залежностей міжфазної взаємодії. Визначено основні керуючі і визначальні параметри критеріїв областей ефективного регулювання вибухобезпечності і умови їх оптимізації.

Ключові слова: моделювання тяжких аварій, АЕС, Фукусіма аварія, вихідні події аварії.

И.Л. Козлов. Анализ результатов моделирования аварий с повреждением ядерного топлива на АЭС с корпусными ядерными реакторами. Уроки аварии на АЭС Fukushima Daiichi обусловили необходимость переоценки и активизации работ по моделированию и анализу различных сценариев развития тяжелых аварий с повреждением ядерного топлива в реакторе, контейнменте и в бассейне выдержки отработанного ядерного топлива с расширением номенклатуры группы первичных исходных событий аварии. Обосновано дальнейшее развитие расчетных средств моделирования критериев взрывобезопасности парогазовых смесей, учитывающих специфику тепло-гидродинамических условий и механизмов формирования взрывоопасных ситуаций на разных этапах развития тя-

желой аварии. На основе анализа известных результатов развития аварий на корпусных ядерных реакторах представлены термодинамические критерии взрывобезопасности, установлены определяющие параметры условий парогазовых взрывов, и предопределена необходимость выполнения дальнейшей верификации и валидации детерминистских кодов, моделирующих в целом поведение аварийных процессов и расчетных зависимостей межфазного взаимодействия. Определены основные управляющие и определяющие параметры критериев областей эффективного регулирования взрывобезопасности и условия их оптимизации.

Ключевые слова: моделирование тяжелых аварий, АЭС, Фукусимская авария, исходные события аварии.

I.L. Kozlov. Analysis of simulation results of damaged nuclear fuel accidents at NPPs with shell-type nuclear reactors. Lessons from the accident at the Fukushima Daiichi NPP made it necessary to reevaluate and intensify the work on modeling and analyzing various scenarios of severe accidents with damage to the nuclear fuel in the reactor, containment and spent nuclear fuel storage pool with the expansion of the primary initiating event causes group listing. Further development of computational tools for modeling the explosion prevention criteria as to steam and gas mixtures, considering the specific thermal-hydrodynamic conditions and mechanisms of explosive situations arrival at different stages of a severe accident development, is substantiated. Based on the analysis of the known shell-type nuclear reactors accidents results the explosion safety thermodynamic criteria are presented, the parameters defining the steam and gas explosions conditions are found, the need to perform the further verification and validation of deterministic codes serving to simulate general accident processes behavior as well as phase-to-phase interaction calculated dependencies is established. The main parameters controlling and defining the criteria explosion safety effective regulation areas and their optimization conditions are found.

Keywords: severe accidents modeling, nuclear power plant, Fukushima accident, initiating event.

Поступила в редакцию 17 ноября 2014 г.