

**В. И. Скалозубов<sup>1</sup>, Т. В. Габлая<sup>1</sup>, В. Ю. Кочнева<sup>1</sup>, И. Л. Козлов<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина

<sup>2</sup>Одесский национальный политехнический университет, просп. Шевченко 1, Одесса, 650044, Украина

## **ПОВЫШЕНИЕ КАЧЕСТВА ТЕПЛОГИДРОДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ С УЧЕТОМ УРОКОВ БОЛЬШОЙ АВАРИИ НА АЭС ФУКУСИМА-1**

Рассмотрены перспективы и возможности необходимого повышения качества моделирования теплогидродинамических процессов при авариях с учетом уроков большой аварии на АЭС Фукусима-1.

*Ключевые слова:* аварии, качество моделирования, теплогидродинамические процессы.

Большая авария на АЭС Фукусима-1 поставила перед мировым ядерным сообществом целый ряд новых задач, одной из которых является актуальность переоценки безопасности всех действующих АЭС. В известном отчете МАГАТЭ [1] сформулированы предварительные уроки аварии на АЭС Фукусима-1, а актуальность таких переоценок определена совместно с пересмотром/усовершенствованием методологии анализа безопасности. Предпосылками необходимости усовершенствования методологии анализа безопасности является тот факт, что проектные технические обоснования и обоснования по продлению сроков эксплуатации 1-го блока АЭС Фукусима-1, использовавшие общепринятые методические основы, определили достаточный уровень безопасности всех блоков этой станции. Уроки большой аварии опровергли эти обоснования.

При разработке отчетов по анализу безопасности (ОАБ) АЭС Украины, которые являются основой лицензирования эксплуатации, и при технических обоснованиях мероприятий по повышению безопасности для детерминистского моделирования теплогидродинамических процессов при авариях и/или переходных режимах в реакторной установке и в гермообъеме обычно применяются разные модификации американских кодов RELAP5 и MELCOR соответственно. Эти коды были адаптированы к проектам ВВЭР, прошли и проходят в настоящее время определенные программы по их валидации и верификации. Однако в этом направлении остаются и нерешенные вопросы, среди которых следует выделить обеспечение достаточного качества при моделировании, валидации и верификации.

Для подтверждения указанного положения ниже рассмотрены два характерных примера последних разработок в этом направлении: валидация теплогидродинамической модели RELAP5 с детальной разбивкой опускного участка реактора [2] и анализ максимальной проектной аварии с применением в гермообъеме струйных распылителей-охладителей [3].

Относительно полученных в [2] результатов валидации теплогидравлической модели реакторной установки для анализа термических нагрузок (термоудара) на корпус реактора следует отметить:

1. *Принцип выбора стационарного инцидента для валидации* расчетных моделей RELAP5/M3.2 некорректен.

Согласно [2] выбор инцидента с нарушением нормальных условий эксплуатации (останов энергоблока вследствие ложного срабатывания технологической защиты турбоагрегата по сигналу «Повышение уровня в конденсаторе») выбран из условия наличия «...достаточного количества информации о характере протекания переходного процесса..., работе оборудования и систем... и т.п.». Однако условия возникновения термоудара на корпус реактора, для которых в принципе и осуществлялась валидация расчетных моделей, в рассмотренном инциденте не реализовывались:

отсутствовала подача в реактор «холодной» относительно теплоносителя среды (например, от систем аварийного охлаждения активной зоны реактора);

расчетные значения максимальных амплитуд колебаний температуры теплоносителя на входе в реактор не превышал 1 °С (рис. 2 [2]).

Экстраполяция результатов валидации [2] на условия реальных режимов с термоударами на корпус реактора недопустима из-за известных ограничений применения теплогидравлических кодов типа RELAP [4]: нефизичность системы замыкающих соотношений, неоптимизированность нодализационных схем и т.п.

2. *Принятые в модифицированной модели RELAP5/M3.2 [2] нодализационные схемы с «детальной разбивкой опускного участка»* (12 вертикальных каналов, разбитых на 9 частей по высоте) *недостаточно обоснованы.*

© В. И. Скалозубов, Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева, И. Л. Козлов, 2013

Авторы [2] обосновывают принятую нодализационную схему тем, что такое моделирование обеспечивает «...реалистичное поведение циркуляции теплоносителя, в том числе наличие локальных «холодных» струй и взаимное перемешивание потоков с различной температурой. Однако критерием достаточной обоснованности нодализационных схем является отсутствие зависимости значимых для анализа результатов расчетного моделирования от уровня детализации и пространственно-временных шагов численного интегрирования [4]. Именно неучитывание этого критерия было одной из причин выявленного в рамках различных международных программ по валидации и верификации теплогидравлических кодов «эффекта пользователя»: при моделировании идентичных условий аварии с применением одинаковых расчетных средств (кодов) разными пользователями в ряде случаев были получены существенно различные результаты как в качественном, так и в количественном отношении. Принятая в [2] нодализационная схема расчетного моделирования опускного участка реактора не подтверждена указанным выше критерием достаточной обоснованности.

Следует также отметить несколько частных замечаний к качеству полученных в [2] результатов:

1. Расхождения результатов расчетов давления теплоносителя на выходе из реактора по исходной и модифицированной модели RELAP5/M3.2 не согласуются между собой в разных масштабах представления (рис. 1.7 [2]).

2. Результаты валидации исходной и модифицированной моделей представлены в форме зависимостей давления теплоносителя на выходе из реактора и пара в парогенераторах, а также уровня котловой воды от времени. Не представлены результаты расчетов определяющих параметров в опускном участке по исходной и модифицированной моделях, что не позволяет судить о эффективности проведенной детализации нодализационных схем, являющейся целью работы.

3. Не представлены модели и расчет «межканального» взаимодействия принятой в [2] детализированной нодализационной схемы, что не позволяет оценить обоснованность полученных результатов.

Указанные замечания определяют низкое качество проведенной в [2] валидации модифицированной модели RELAP5/M3.2 для анализа термоударов на корпус реактора.

Основные недостатки работы [2], связанные с недостаточной обоснованностью выбора опытных данных для валидации и нодализационных схем, являются вполне общими для известных подходов моделирования теплогидродинамических процессов и валидации расчетных средств при детерминистском анализе аварий. Так, в ОАБ реакторов типа ВВЭР при детерминистском моделировании доминантных для безопасности групп аварий с течами 1-го контура и межконтурными течами и валидации расчетных средств нодализационные схемы «подстраиваются» под согласование расчетных значений с опытными данными эксплуатационных инцидентов/аварийных ситуаций, условия которых не соответствуют моделируемым авариям. При верификации же теплогидравлических кодов на экспериментальных стендах (типа ПСБ, ИСБ-ВВЭР, Россия) отсутствует необходимое соответствие критериев подобия в натурных и экспериментальных стендах и экстраполяция результатов верификации/валидации на натурные условия не обоснована [4].

В процессе развития тяжелых аварий на остановленных реакторах 1 - 3-го блоков АЭС Фукусима-1 системы безопасности не обеспечивали поддержания необходимого давления в контайменте ввиду потери длительного аварийного электроснабжения от затопленных дизель-генераторов. Рост давления в контайменте определил действия персонала по периодическому превентивному выбросу парогазовой среды из контаймента для предотвращения его разрушения. Однако эти действия имели и отрицательные эффекты: радиоактивные продукты из контаймента вместе с парогазовой средой также поступали в окружающую среду; а водородная смесь из декатализаторной среды для водорода (азот) в контайменте поступила в окружающую среду и вступила во взаимодействие с кислородом воздуха, который является катализатором детонации и дефлаграции водорода. В результате на 1-м и 3-м блоках после превентивных выбросов из контаймента произошли мощные разрушительные взрывы. Несомненно, предстоит глубокий анализ целесообразности и эффективности действий персонала по превентивным выбросам из контаймента 1 - 3-го блоков АЭС Фукусима-1; но очевидно и то, что уроки этих аварий определяют общую необходимость повышения надежности систем, обеспечивающих в процессе аварий охлаждение и снижение давления в контайменте/гермообъеме.

В этом направлении определенным интересом представляют разработки Севастопольского университета ядерной энергии и промышленности по применению струйных распылителей-охладителей (СРО) как альтернативы проектной спринклерной системы по охлаждению и снижению давления в гермообъеме реакторных установок типа ВВЭР. Для технического обоснования СРО в [3] был прове-

ден теплогидродинамический анализ максимальной проектной аварии с двухсторонним разрывом главного циркуляционного трубопровода с установкой и без установки СРО в гермообъеме. Математическая модель теплогидродинамики в [3] представлена нестационарными управлениями сохранения массы и энергии для среды гермообъема (как сосредоточенной системы), а также конечными зависимостями для определения частичного расхода пара на конденсацию и расчетными зависимостями изменения расхода теплоносителя и пара в течь. Не обсуждая многочисленные неточности и ошибки в форме представления уравнений, отметим лишь главный недостаток, связанный с математической незамкнутостью расчетной модели [3]: количество независимых уравнений (шесть) меньше числа неизвестных независимых параметров (не менее десяти), что определяет в конечном итоге низкое качество и достоверность полученных в [3] результатов. Приведенные выше примеры отдельных разработок [2, 3] по моделированию теплогидродинамических процессов в реакторной установке и в гермообъеме определяют необходимость повышения качества моделирования, учитывающего:

обоснованность и ограничения применения физических и математических моделей, заложенных в расчетные средства (коды);

корректность выбора эксплуатационных режимов и экспериментальных стендов при валидации/верификации расчетных средств (кодов) для экстраполяции результатов на натурные условия моделирования аварийных процессов;

оптимизацию нодализационных схем расчетных моделей для устранения «эффекта пользователя» и др.

### Выводы

1. Одним из уроков большой аварии на АЭС Фукусима-1 является необходимость повышения качества детерминистского моделирования аварий. В настоящее время решение этого вопроса для эксплуатирующей и регулирующей организаций Украины в целом находится на недостаточном уровне.

2. Основными направлениями повышения качества моделирования теплогидродинамических процессов могут быть: учет обоснованности и области применимости расчетных средств (кодов); достаточная обоснованность выбора режимов и условий для их валидации/верификации; оптимизация нодализационных расчетных схем и др.

3. Одним из уроков большой аварии на АЭС Фукусима-1 является необходимость общего повышения надежности систем, обеспечивающих поддержание допустимых давлений и температур в гермообъеме (контайменте) в процессе аварий. Однако приоритет в этом отношении должен быть за пассивными системами, не требующими электроснабжения. Именно в этом направлении развиваются и должны развиваться новые проекты ВВЭР повышенной безопасности.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Nuclear Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami, 24 May – 1 June 2011, Preliminary Summary.
2. Валидация теплогидравлической модели реакторной установки с детальной разбивкой опусконого участка для анализа термических нагрузок на корпус реактора / А. С. Мазурок, Ю. П. Алексеев, А. Г. Крушинский, А. В. Корницкий // Ядерная и радиационная безопасность. – 2012. – № 1 (53).
3. Балашовский А.С., Мирошниченко С.Т. Анализ результатов расчета максимальной проектной аварии с применением струйных распылителей-охладителей // Там же.
4. Моделирование аварий на ядерных энергетических установках атомных электростанций // В. Н. Васильченко, Е. З. Емельяненко, В. В. Ким, А. Е. Смышляев / Под общей ред. В. И. Скалозубова. – Одесса: Резон 2000. – 2002. – С. 466.

**В. І. Скалозубов<sup>1</sup>, Т. В. Габляя<sup>1</sup>, В. Ю. Кочнева<sup>1</sup>, І. Л. Козлов<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

<sup>2</sup>Одеський національний політехнічний університет, просп. Шевченко, 1, Одеса, 65044, Україна

### ПІДВИЩЕННЯ ЯКОСТІ ТЕПЛОГІДРОДИНАМІЧНОГО МОДЕЛЮВАННЯ З УРАХУВАННЯМ УРОКІВ ВЕЛИКОЇ АВАРІЇ НА АЕС ФУКУСИМА-1

Розглянуто перспективи та можливості необхідного підвищення якості моделювання теплогідродинамічних процесів при аваріях з урахуванням уроків великої аварії на АЕС Фукусима-1.

*Ключові слова:* аварії, якість моделювання, теплогідродинамічні процеси.

**V. V. Skalozubov<sup>1</sup>, T. V. Gablaya<sup>1</sup>, V. Ju. Kochneva<sup>1</sup>, I. L. Kozlov<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogorskay str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine*

<sup>2</sup>*Odessa national polytechnic university, Shevchenko prospect, 1, Odessa, 65044, Ukraine*

**QUALITY MODELING TEPLOGIDRODINAMICHESKOGO WITH LESSONS BIG TROUBLE OF FUKUSHIMA-1 NPP**

The article considers the prospects and opportunities necessary to improve the quality of modeling warmhydrodynamics processes of accidents, taking into account the big lessons of the accident at Fukushima-1 NPP.

*Keywords:* accident, the quality of modeling; warmhydrodynamics processes.

REFERENCES

1. IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Nuclear Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami, 24 May – 1 June 2011, Preliminary Summary.
2. *Validation* of thermohydrodynamic model of reactor facility with a detailed breakdown of the downcomer site for the analysis of thermal loads on the hull of the reactor / A. S. Mazurok, Y. P. Alekseev, A. G. Krushinsky, A.V. Kornickij // *Yadernaya i radiatsionnaya besopasnost'*. – 2012. – № 1 (53). (Rus).
3. *Balashovskii A.S., Miroshnichenko S.T.* Analysis of the results calculation of the maximum design accident with Jet Nozzles-coolers // *Ibid.* (Rus).
4. *Simulation* of accidents at nuclear power plants // V. N. Vasilchenko, E. Z. Emelianenko, V. V. Kim, A. E. Smyshlyaev / Edited by V. I. Skalozubov. – Odessa: Rezon 2000. – 2002. – P. 466. (Rus).

Надійшла 18.07.12

Received 18.07.12