

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ НОРМАТИВНЫХ ТРЕБОВАНИЙ К ПРОГРАММНЫМ СРЕДСТВАМ, ПРИМЕНЯЕМЫМ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

С.Н. Богдан, к.т.н., Н.А. Козлова, к.т.н., (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

С.Л. Соловьев, д.т.н. (АО «ВНИИАЭС»),

А.А. Хамаза, С.А. Шевченко, к.т.н. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

Требования к обоснованию и верификации ПС, применяемых для выполнения анализов безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), установлены в РД-03-34-2000 [1]. Верификация ПС проводится путем сопоставления результатов расчетов с экспериментальными данными и/или аналитическими тестами. Такое сопоставление позволяет судить об адекватности заложенных в ПС физических и расчетных моделей, определить границы применимости этих моделей и оценить погрешность получаемых результатов. РД-03-34-2000 содержит достаточно детальное описание процедуры верификации и представления её результатов. Многолетняя практика применения документа показала эффективность заложенных в нем подходов, позволяющих унифицировать обоснование ПС из различных тематических областей – начиная от теплогидравлических и нейтронно-физических расчетов и заканчивая моделированием физико-химических процессов коррозии, расчетов прочности оборудования и строительных конструкций.

Однако не все требования РД-03-34-2000 учитываются при разработке верификационных отчетов, обосновывающих применимость ПС. Так, например, чаще всего не выполняется требование п. 11-д РД-03-34-2000, согласно которому в обязательном порядке должен проводиться «анализ чувствительности решения к изменению геометрических, граничных и режимных параметров, а также замыкающих соотношений в пределах имеющейся зоны неопределенности их выбора». Кроме того, разработчики ПС сталкиваются с трудностями при выполнении требований п. 11-е об обязательном обосновании достаточности информации, включенной в матрицу верификации ПС, для подтверждения адекватности полученных по ПС расчетных значений параметров и их погрешностей в заявленном диапазоне применения ПС. Не в полной мере выполняется и требование п. 11-з к качеству используемых для верификации экспериментальных данных, которое предполагает не только учет систематической и случайной погрешности измерительных датчиков и измерительной аппаратуры (в соответствии с ГОСТ Р 54500.1-2011 [2] – неопределенность измерения), использованной при проведении экспериментов, но и подтверждение представительности экспериментальных данных, то есть обоснование достаточности числа проведенных опытов для получения достоверных экспериментальных зависимостей (тепловые балансы и т.д.). Пункт 11-и добавляет к перечисленным выше требованиям еще одну значительную составляющую обоснования

вания применимости ПС – оценку полноты и достаточности проведенных сопоставлений расчетов и измерений. Должны быть приведены результаты статистического анализа сопоставления расчетных и экспериментальных зависимостей, дана количественная оценка расхождения экспериментальных и расчетных данных, приведено обоснование погрешности расчетных параметров в заявленной области режимов и/или состояний ОИАЭ, приведены доказательства применимости ПС для моделирования ОИАЭ (т.е. фактически должна быть показана применимость и полнота проведенной верификации для конкретного ОИАЭ, проанализированы масштабные факторы и т.д.). Многолетний опыт экспертизы верификационных отчетов ПС, выполняемой в рамках аттестации ПС, показывает, что эти требования разработчиками ПС выполняются не всегда или выполняются не в полном объеме.

По-видимому, одна из причин того, что верификация расчетных моделей не подкрепляется обоснованием достаточности проведенных сопоставлений, подтверждением качества экспериментальных данных, а также обоснованием возможности переноса полученной погрешности расчета с экспериментальных установок на реальный объект, связана с отсутствием детальных руководств по выполнению этих требований. Действительно в российской регулирующей основе отсутствуют руководства по безопасности, содержащие рекомендации по решению этих задач (за исключением разве что руководства РБ-061-11 [3], которое отчасти отвечает на некоторые обозначенные выше вопросы для ПС, предназначенных для нейтронно-физических расчетов).

Зарубежные нормативные документы, прежде всего руководящие документы Комиссии по ядерному регулированию США (RG 1.203 [4], глава 15.0.2 документа NUREG-800 [5]) и МАГАТЭ (например, SSG-2 [6]); отчеты АЯЭ ОЭСР (практически каждый отчет, посвященный международным стандартным проблемам по верификации ПС затрагивает эти проблемы), несколько опережают российскую нормативную базу и устанавливают детальные требования и практические рекомендации по доказательству полноты и достаточности проведенного обоснования ПС. Принимая во внимание, что содержание РД-03-34-2000 пересматривалось уже более 15 лет, представляется целесообразным актуализировать положения этого документа с учетом современных и признанных в регулирующей практике стран с развитой ядерной энергетикой подходов к верификации и обоснованию ПС.

Опираясь на результаты анализа документов [4 – 6] и сопоставление их с требованиями РД-03-34-2000, можно отметить главный недостаток отечественного подхода к обоснованию ПС – отсутствие требований к этапу планирования и определения области применения, целей и задач ПС, перечня рассчитываемых параметров и допустимых погрешностей их определения. Кроме того, как уже отмечалось выше, документы [4 – 6] содержат гораздо более детальные требования к оценке полноты и достаточности верификационной базы, используемой для верификации ПС. Поэтому на основе РД-03-34-2000 и с учетом положений [4 – 6] представляется целесообразным создать федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к программным средствам, используемым при обосновании безопасности ОИАЭ». В предлагаемом документе должен полностью сохраниться зарекомендовавший себя многолетней практикой подход к верификации ПС из РД-03-34-2000, который может быть дополнен требованиями к:

1) планированию создания расчетной модели ПС (определение целей и задач расчетной модели, разработка перечня переходных режимов и аварий, для которых будет применяться ПС, определение явлений и процессов, которые должны моделироваться при проведении расчетов по ПС, а также выбор ключевых параметров расчета);

2) созданию верификационной базы (анализ имеющихся экспериментальных данных, оценка их качества и пригодности для верификации, а также, при необходимости, планирование и проведение новых экспериментов);

Взаимосвязь этапов создания и верификации ПС, а также детализация задач, выполняемых на каждом из этапов, представлена на рис. 1. Далее приведено полученное на основе [4 – 6] описание задач каждого из этапов на примере ПС, предназначенных для выполнения теплогидравлических расчетов. Описанные подходы могут с успехом использоваться и для ПС других классов при внесении определенных корректировок. В частности, вместо метода Зубера для многофазных теплогидравлических процессов (задача 1.3 и др.) могут быть разработаны соответствующие методы для задач прочности, коррозии и т.д.

Этап 1. Планирование

Задача 1.1. Определение типа ОИАЭ, сценариев (аварии, переходные процессы и т.д.) и установка цели анализа. Уточнение целей важно, так как при одной и той же аварии, цели могут быть различными. Например, для аварии с большой течью может быть несколько целей анализа: определение максимальной температуры оболочки твэла, характеристики для анализа хрупкой прочности корпуса реактора, давления в защитной оболочке и т.д. Изменение цели анализа влечет за собой изменение сценария, а оценка верификация ПС существенно зависит от выбранных сценариев моделируемых аварий, так как при изменении сценария меняется и спектр определяющих для аварии процессов и явлений, параметров безопасности, критериев приемлемости и т.д. После выполнения работ по этапу 1 должна быть полностью определена область применения ПС (типы ОИАЭ, перечень сценариев, процессов, явлений).

Задача 1.2. Определение или уточнение критериев приемлемости. На различных этапах развития ПС набор критериев приемлемости может меняться, определяя в каждый момент приоритеты развития расчетной модели. По мере освоения новых реакторных технологий набор критериев стабилизируется и «канонизируется». Так было с технологией легководных реакторов: набор критериев, использовавшихся на ранних стадиях развития технологии (максимальная температура и эквивалентная степень окисления оболочек твэлов), был затем дополнен критерием по наличию запаса до кризиса теплообмена в проектных авариях.

Задача 1.3. Определение систем, компонентов, фазовых состояний, полей, процессов, которые необходимо рассчитывать с помощью ПС. Для этой цели в США используются иерархические методы, в частности предложенный Зубером (N. Zuber) метод декомпозиции, доказавший свою эффективность при разработке проектов РУ AP600 и AP1000.

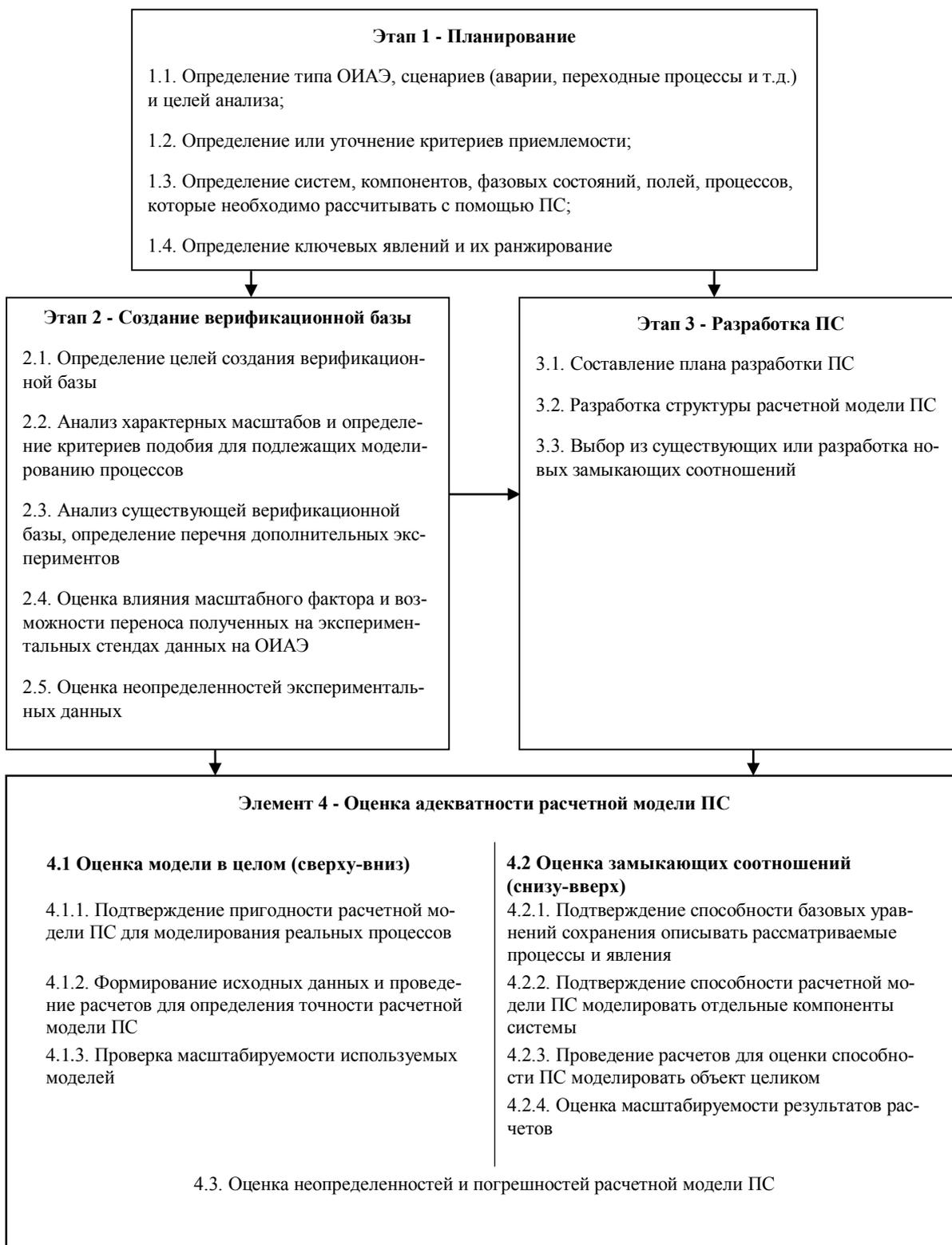


Рис. 1. Основные этапы создания и верификации ПС

Метод хорошо формализован и не вызывает особых затруднений при практическом применении. Итак, различаются: системы (например, АЭС разных типов); подсистемы (первый контур, второй контур, защитная оболочка); модули или компоненты (ПГ, корпус реактора, КД); вещества (вода, металл, бор, азот, воздух и др.); фазы (твердая, жидкая, газообразная); фазовые топологии или режимы течения (объемная фаза, капли, пузырьки, пленка жидкости); поля (массы, энергии, импульса – рассчитываются по основным уравнениям сохранения), процессы переноса и взаимодействия веществ и фаз. Метод декомпозиции состоит в делении системы на взаимодействующие друг с другом подсистемы, каждой подсистемы на взаимодействующие модули, каждого вещества на взаимодействующие фазы, каждая фаза характеризуется одним или несколькими режимами течения и описывается уравнениями сохранения, изменения массы, импульса и энергии определяются несколькими «транспортными» процессами (конденсация, испарение, диффузия, молекулярная теплопроводность и т.д.).

Далее уравнения сохранения приводятся к безразмерной форме так, чтобы в знаменателе дробей Π_i (i - характеризует процесс, например, 1 - теплопроводность к стенке, 2 - испарение жидкости и т.д.) правой части было характерное транспортное время для определенного явления (время прохода среды через контрольный объем). В числителях дробей в правой части безразмерных уравнений сохранения приводятся характерные времена обменных процессов (теплового взаимодействия со стенкой, испарения, конденсации, диффузии и др.). Если $\Pi_i \ll 1$, то соответствующий i -ый процесс не оказывает существенного влияния на анализируемое явление. При Π_i сопоставимых или больших единицы, соответствующий процесс важен при анализе явления. Чем больше значение Π_i , тем выше требования к точности моделирования на экспериментальных установках соответствующего i -го процесса.

Кроме того, методом Зубер предусматривается использование соотношения $(\Pi_m - \Pi_p) / \Pi_p$ в качестве количественной меры «искажения» исследуемого процесса, связанного с отличием масштабного фактора экспериментального стенда от 1. Здесь Π_m - характерное безразмерное время процесса для стенда, Π_p – для прототипа (например, для АЭС).

Тщательное и кропотливое соблюдение этих процедур (на первый взгляд примитивно нудных) позволяет разработчику ПС выявить базовые характеристики расчетной модели, расставить приоритеты в исследовании процессов, оценить влияние масштабного фактора на изучаемые процессы и, в дальнейшем, экономить ресурсы при определении масштабов экспериментальных установок и перечня экспериментов, необходимых для верификации ПС. Выполнение такого анализа не позволит упустить существенные явления и процессы, как это было сделано при анализе разрыва трубки ПГ БРЕСТ, когда был проигнорирован режим истечения пароводяной смеси при разработке соответствующих ПС (учтено только истечение «чистого» пара в разрыв).

Задача 1.4. Определение ключевых явлений и их ранжирование по степени влияния на безопасность ОИАЭ при различных сценариях переходных и аварийных

процессов. В англоязычной литературе такой подход чаще всего встречается под названием «Phenomena Identification and Ranking Tables или PIRT process». Наиболее удачная русскоязычная аббревиатура для обозначения этого подхода – ИРП-методология (идентификация и ранжирование процессов и явлений), далее по тексту будет использоваться именно она. ИРП-методология получила широкое распространение в практике регулирования безопасности АЭС в США, начиная с 80-х годов прошлого века. Например, такая методика была применена специалистами Комиссии по ядерному регулированию США в начале 2000-х годов для оценки безопасности перевода американских АЭС на использование топлива с увеличенной глубиной выгорания (до 75 ГВт·сут/т). Цель – определить и проранжировать по степени влияния на безопасность энергоблока процессы и явления, которые будут наблюдаться при определенных переходных режимах и авариях в легководных реакторах (как в кипящих, так и в корпусных под давлением), в активных зонах, где находится топливо с повышенной глубиной выгорания [7 – 9]. При этом ранжирование явлений и процессов по степени влияния на безопасность позволило оценить достаточность уже имеющейся экспериментальной базы, степень обоснованности используемых расчетных моделей и ПС, а также спланировать дальнейшие НИОКР, которые бы позволили с минимальными затратами и в сжатые сроки закрыть пробелы в существующей верификационной и экспериментальной базе.

ИРП-методология применялась следующим образом. Под руководством Комиссии по ядерному регулированию была создана группа экспертов из 21 специалиста по топливу из различных организаций атомной отрасли США и других стран. Эксперты составили перечень явлений и процессов, возможных в процессе выброса стержня из активной зоны реактора, с их детальным описанием, оценили каждое явление путем заранее установленного перечни вопросов, и на основании предоставленных экспертами ответов проранжировали явления по уровню их влияния на критерий безопасности (высокий, средний, низкий), затем оценили уровень достоверности знаний о явлении (явление изучено; частично изучено, не изучено). Результаты этой работы оформлялись в виде так называемых ИРП-таблиц, пример которой приведен на рис. 2.

В результате применения ИРП-методологии только для анализа аварии с выбросом стержня было идентифицировано и проранжировано 106 процессов и явлений. На следующем этапе ИРП-таблицы анализировались на предмет поиска тех явлений и процессов, которые имели высокую или среднюю степень влияния на критерий безопасности для исследуемого аварийного процесса и, при этом, обладали частичным или низким уровнем достоверности знаний о них.

Результаты применения ИРП-методологии сравнивались с возможностями ПС, используемых для анализа поведения топлива, в верификации которых также были выявлены пробелы, требующие проведения дополнительных исследований и обоснований. При этом, чем выше место процесса в ИРП-таблицах, тем выше требования к точности моделирования этого процесса.

Совершенствование нормативных требований к программным средствам, применяемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии

Subcategory	Phenomenon*	Importance**				Applicability**††				Uncertainty ^{§§§}			
		H	M	L	IR	F	C	R	B	K	PK	UK	KR
Calculation of power history during pulse (includes pulse width)	Ejected control rod worth	12	0	0	100	N	N	N	N	13	0	0	100
	Rate of reactivity insertion	3	5	1	61	N	N	N	N	10	3	0	88
	Moderator feedback	0	6	2	38	Y	N	N	N	12	2	0	93
	Fuel temperature feedback	12	0	0	100	N	N	N	N	12	1	0	96
	Delayed-neutron fraction	10	1	0	95	N	N	N	N	13	1	0	96
Calculation of pin fuel enthalpy increase during pulse (includes cladding temperature)	Reactor trip reactivity	0	0	10	0	N	N	N	N	13	1	0	96
	Fuel cycle design	11	2	0	92	N	N	N	1	12	0	0	100
	Heat resistances in high burnup fuel, gap, and cladding (including oxide layer)	3	15	0	58	N	Y	N	1	5	10	0	67
	Transient cladding-to-coolant heat transfer coefficient	2	15	0	56	N	N	N	1	4	10	0	64
	Heat capacities of fuel and cladding	15	2	0	94	N	N	N	N	12	3	0	90
	Fractional energy deposition in pellet	0	1	13	4	N	N	N	1	12	2	0	93
	Pellet radial power distribution	4	12	0	63	N	N	N	3	10	3	0	88
	Pin-peaking factors	15	1	0	97	N	N	N	N	12	0	0	100

Subcategory	Phenomena	Definition and Rationale (Importance, Applicability, and Uncertainty)
Calculation of pin fuel enthalpy increase during pulse (includes cladding temperature)	Heat resistances in high-burnup fuel, gap, and cladding (including oxide layer)	<p>The resistances offered by the fuel, gap, and cladding to the flow of thermal energy from regions of high temperature to regions of lower temperature. The resistance is dependent upon path length and thermal conductivity, which change with burnup and other processes (e.g., the buildup of oxide on the clad).</p> <p>H(3) Resistance to heat transfer causes the energy to be retained in the fuel which directly impacts the fuel temperature neutronic feedback and also maximizes the fuel expansion which loads the cladding.</p> <p>M(15) Per several analyses discussed, at maximum, 25 percent of the deposited energy is conducted out and does not contribute to the fuel enthalpy.</p> <p>L(0) No votes.</p> <p>Fuel: N Clad: "Yes" but rationale not recorded. Reactor: N Burnup: The heat resistance will increase due to microstructure changes and increased fission gas concentration. Importance may vary from the base PIRT ranking.</p> <p>K(5): This is a standard calculation in fuel rods and fuel pin models; it has routinely been checked against measurements and found to be in reasonable agreement. This transient is very rapid and nearly adiabatic, and consequently, some of these uncertainties aren't so important in terms of peak enthalpy.</p> <p>PK(10): Gap heat transfer can change over time and is not accurately known, i.e., it's going to depend upon the pellet loading, gas loading; what's in the gap; whether the pellet gap contact has closed, etc. With high burnup fuel, and the collection of different phenomena in this single category, e.g., cladding hydriding, oxide layer, and spallation, and the state of collective knowledge about these phenomena is only partial.</p> <p>UK(0): No votes.</p>

Рис. 2. Пример результата ИРП-таблицы, составленной экспертами в рамках анализа аварии с выбросом стержня [7]

Степень влияния на безопасность

		В	С	Н
Уровень достоверности	И			
	ЧИ	*		
	Н	*	*	

Примечание: Звездочкой отмечены те области, которые требуют дополнительных исследований – проведение дополнительных экспериментов по уточнению свойств, снижению неопределенностей и т.д.

Условные обозначения

По вертикали

- И – известно
- ЧИ – частично известно
- Н – неизвестно

По горизонтали

- В – высокая
- С – средняя
- Н – низкая

Таким образом, можно заключить, что ИРП-методология хорошо известна, проводится независимыми высококвалифицированными экспертами и имеет успешный опыт применения не только в научно-исследовательских работах, но и в практике регулирования безопасности АЭС. В последнее время активно развивается процедура получения количественных оценок расчетными методами - QPIRT (Quantified PIRT) для информационной поддержки экспертов. Для теплогидравлических процессов можно использовать подход Зубера, в частности ранжировать явления и процессы с учетом значений Π_i . В ходе развития ПС возможна ревизия результатов применения ИРП-методологии, поэтому крайне важно качественно «задокументировать и заморозить» конечные результаты применения ИРП-методологии.

Наиболее эффективно применение ИРП-методологии на этапе формирования концепции инновационного реактора, так как результаты ее применения позволят не только выявить недостатки в расчетно-экспериментальной базе, необходимой для обоснования проекта, но и соответствующим образом оценить необходимость разработки новых программных средств, для таких обоснований. ИРП-методология позволяет, опираясь на количественные критерии, проанализировать необходимость проведения новых локальных и интегральных экспериментов на действующих экспериментальных стендах и ядерных установках и, возможно, строительство новых. Из результатов ИРП-методологии будет вытекать и план по верификации соответствующих ПС.

Этап 2. Создание верификационной базы

Задача 2.1. Формирование верификационной базы. За основу берутся требования к обоснованию безопасности ОИАЭ, например, глава 15 «Анализ аварий» Отчета по обоснованию безопасности АЭС. Верификационная база должна включать в себя:

- экспериментальные данные по отдельным явлениям, необходимые для проверки эмпирических корреляций и замыкающих соотношений;
- экспериментальные данные, полученные на интегральных стендах, структурно подобных РУ, и необходимые для проверки расчетной модели ПС в целом,
- результаты расчетов по другим аналогичным ПС для проведения кросс-верификации,
- эксплуатационные данные, полученные на ОИАЭ (если имеются результаты измерений представительных параметров);
- результаты тестов, включая аналитические, для проверки выбранных численных методов решения (в эту же категорию попадают результаты верификации ПС, полученные с использованием так называемого метода специально подготовленных решений – Method of Manufactured Solutions, подробнее см., например, [10]).

Таким образом, верификационная база должна опираться как на результаты проверки адекватности расчетной модели, так проверки правильности реализации этой расчетной модели в программе (отсутствие ошибок в программировании).

Задача 2.2. Анализ характерных масштабов и определение критериев подобия для определяющих (подлежащих моделированию) процессов. Как правило, масштабы самых крупных интегральных стендов существенно уступают масштабам реальных ОИАЭ (на один-два порядка). Даже при полномасштабном экспериментальном моделировании отдельных систем ОИАЭ полного подобия достичь не удастся. Следовательно, необходимо обосновывать, что на стендах правильно модели-

руются процессы и явления, которые будут происходить на ОИАЭ, включая взаимосвязь этих явлений и процессов друг с другом. Таким образом, результаты экспериментов могут быть должным образом перенесены на АЭС только при соответствующем обосновании, которое заключается в следующем:

- используются базовые уравнения сохранения и замыкающие соотношения, определяются безразмерные критерии подобия (Re , Nu , Pe , Gr и др.);

- определяются основные критерии подобия для рассматриваемых сценариев и процессов, при этом в ходе развития аварийного сценария приоритеты среди процессов и явлений могут изменяться, соответственно меняются и критерии подобия;

- выбираются размеры и параметры (давление, моделирующая жидкость и т.д.), таким образом, чтобы безразмерные критерии подобия для определяющих (самых важных) процессов и явлений на стенде и прототипе совпадали на протяжении всего моделируемого процесса (то есть в динамике);

- показывается, что набор экспериментальных данных достаточен для адекватного полномасштабного (на АЭС) моделирования изучаемых процессов, то есть соответствует результатам применения ИРП методологии;

- определяются возможные расхождения в поведении основных параметров на установках меньшего, чем прототип масштаба, анализируют причины их возникновения для внесения корректировок в расчетную модель ПС. Этот важный момент на Западе именуют контролем экспериментальных неопределенностей и их управлением.

Еще раз подчеркнем, что даже на интегральных стендах невозможно смоделировать всю совокупность явлений и процессов, происходящих на реальном ОИАЭ. Поэтому для экспериментального изучения задач 1.3-1.4 выбираются определяющие процессы и явления, при этом оцениваются и контролируются неопределенности, связанные с не совсем полным учетом «менее важных» для данного сценария процессов и явлений.

Задача 2.3. Анализ существующей верификационной базы, определение перечня дополнительных экспериментов на интегральных стендах и стендах по изучению отдельных эффектов, необходимых для завершения формирования верификационной базы расчетной модели ПС, в соответствии с матрицей верификации, разработанной в рамках задачи 1.4. В рамках этой задачи важно использовать разные экспериментальные данные для получения полуэмпирических корреляций и для их верификации. Это позволит избежать часто встречающейся ситуации, когда по результатам сопоставления с опытными данными выбираются коэффициенты в корреляциях, а потом на этой же экспериментальной базе эти корреляции и верифицируются. Области применения и области верификации замыкающих соотношений должны, как минимум, совпадать. При отборе существующих и планируемых экспериментов на интегральных стендах, важно отдавать предпочтение данным, полученным для аналогичных сценариев на установках разного масштаба по сравнению с прототипом. Это позволит оценить и контролировать влияние масштабного фактора при переносе результатов на натуру.

Задача 2.4. Оценка влияния масштабного фактора на результаты интегральных экспериментов и возможности переноса на прототип данных, полученных на экспериментальных установках по изучению отдельных явлений. Проиллюстрировать эту задачу можно следующим вопросом: можно ли использовать экспериментальные данные, полученные на «трубочках», для изучения реактора бассейнового типа, например. Необходимы обоснования такого переноса. Если влияние

масштабного фактора для определяющих процессов и явлений не удастся оценить, необходимо вернуться к задаче 2.3 для данных, полученных на интегральных стендах, и к задаче 2.2 для данных, полученных на стендах по изучению отдельных явлений.

Задача 2.5. Оценка неопределенностей экспериментальных данных, используемых для верификации ПС. Неопределенность связана с погрешностью методов и систем измерения, влиянием масштабного фактора и т.д. Данные, полученные с неопределенностями выше приемлемых значений, исключаются из верификационной базы.

Этап 3. Разработка ПС

Задача 3.1. Составление плана разработки ПС. Опираясь на результаты предыдущих этапов составляется план по разработке ПС, в котором обязательно должны найти отражение:

- описание основных уравнений и области их применения;
- приемлемые значения неопределенностей расчетов;
- стандарты и процедуры программирования;
- требования к документации по ПС;
- программа обеспечения качества;
- описание применения ПС;
- процедура контроля создания версий ПС;
- контроль дивергентности уравнений, выявление особенностей, проблема гиперболичности.

Например, уравнения, описывающие двухфазный поток негиперболичны, то есть задача Коши некорректна. Поэтому для обеспечения гиперболичности в уравнения вводятся различные (часто искусственным способом, «нарушая физику») стабилизирующие «поправки», которые для ряда процессов приводят к внесению дополнительных неопределенностей в расчеты. Кроме того, даже при гиперболической форме уравнений, для ряда процессов стационарные решения неустойчивы (например, для режима установления уровня в сосуде – «бокал шампанского» с пузырьками под уровнем и капельками над уровнем – многие известные ПС выдают некорректные результаты). С уменьшением линейного масштаба возмущений возрастает их амплитуда во временной зависимости. Может оказаться, что удастся получить «квазиустойчивое» решение на крупной сетке (большие контрольные объемы), но при проверке сходимости решения методом дробления контрольных объемов получится явно неустойчивое решение на более мелкой сетке. В таком случае и «квазиустойчивое» решение будет некорректным, так как не удалось доказать его сходимость.

Задача 3.2. Разработка структуры расчетной модели ПС. Используются результаты этапа 1 и 2.

Структура должна включать следующие разделы:

- системы и компоненты, процессы, моделирование которых проводится в ПС;
- вещества и фазы, поведение которых моделирует ПС;
- уравнения переноса, как правило, уравнения сохранения;
- замыкающие соотношения;
- численные методы, для обеспечения эффективных и надежных вычислений;
- моделирование граничных и начальных условий; системы контроля и управления;

- методы интеграции и сопряжения отдельных модулей в ПС.

Задача 3.3. Выбор из существующих или разработка новых замыкающих соотношений. Используются данные, полученные на экспериментальных стендах по изучению отдельных явлений, в редких случаях при детальном измерении возможно использовать данные интегральных экспериментов. Возможность использования замыкающих соотношений за пределами области их получения должна быть тщательно обоснована.

Этап 4. Оценка адекватности расчетной модели ПС

4.1. Оценка «сверху-вниз»

Задача 4.1.1. Подтверждение пригодности расчетной модели ПС для моделирования реальных процессов. Анализируются допущения, сделанные при разработке расчетных моделей ПС с учетом достигнутого развития теоретических и экспериментальных исследований. В 50 – 60 гг. прошлого века в теплогидравлических экспериментах плохо моделировали граничные условия 1-го рода (например, $T = \text{const}$) и для экспериментального исследования характеристик теплообмена широко применялись граничные условия 2-го рода ($q = \text{const}$). Их применимость для расчета теплового режима тел, на одной из сторон которых конденсируется пар, ограничено. Погрешность, вносимая соотношениями с некорректным заданием граничных условий, может быть существенной. Или, например, для калибровки методов измерений использовались реперные данные, которые сейчас считаются ошибочными. Соответственно, должны быть вновь проанализированы данные, полученные с помощью выбранных для верификации результатов измерений. Так прошли повторную ревизию часть данных по теплопроводности, полученные методом «горячей нити» представителями теплофизической школы Д.Л. Тимрота.

Задача 4.1.2. Формирование исходных данных и определения погрешности расчетной модели ПС. Качество подготовки файлов исходных данных для верификационных расчетов должно быть сопоставимо с качеством файлов исходных данных для расчета переходных и аварийных режимов, выполняемых в рамках обоснования безопасности ОИАЭ. Полнота и качество описания экспериментальных установок должны соответствовать описанию систем ОИАЭ в проекте. Необходима проверка сходимости численных решений для верификационных и «промышленных» расчетов. В случае невозможности проверки сходимости (например, для «нульмерных» ПС с сосредоточенными параметрами, типа «КУПОЛ-М») требуется особое внимание к доказательству применимости расчетной модели ПС, как к моделированию экспериментальных стендов, так и применительно к конкретному ОИАЭ. При этом обязательно приводятся данные по смещениям и отклонениям (мат. ожидание и дисперсия) результатов расчета и данных эксперимента.

Задача 4.1.3. Проверка масштабируемости используемых моделей. Для замыкающих соотношений это достаточно просто сделать путем анализа допущений, заложенных при их создании, условий и параметров проведения поддерживающих экспериментов, используемых баз свойств и т.д. Для сложных комплексных моделей используется описанный выше метод Зубера.

4.2 Оценка «снизу-вверх».

Задача 4.2.1. Подтверждение способности базовых уравнений сохранения описывать рассматриваемые процессы и явления. Допустим явления чисто трехмерные, а уравнения одномерные или уравнения Навье-Стокса используются в окрестности критической точки, где они некорректны. То есть должна быть проведена проверка правомерности применения выбранных численных методов и схем для аппроксимации базовых уравнений.

Задача 4.2.2. Подтверждение способности расчетной модели ПС моделировать отдельные элементы системы

Задача 4.2.3. Подготовка исходных данных и проведение расчетов для оценки способности ПС моделировать объект целиком с учетом взаимодействия различных систем и обратных связей между отдельными системами и элементами

Используются данные интегральных экспериментов и (если возможно) данные переходных и аварийных процессов, полученные на ОИАЭ. Степень нодализации, выбранные опции при проведении расчетов экспериментальных стендов и реальных ОИАЭ должны совпадать с максимально достижимой степенью.

Задача 4.2.4. Оценка масштабируемости результатов расчетов реальной реакторной установки в сравнении с экспериментальными результатами, полученными на интегральных экспериментальных установках различного масштаба

Задача 4.3. Оценка неопределенностей и погрешностей расчетной модели ПС

Выполняется комплексный анализ неопределенностей для всего спектра аварийных и переходных сценариев, реализующихся в них процессов и явлений и т.д. Проверка проходит во всей области применения расчетной модели ПС. Для проведения анализа неопределенностей разработано множество методов. Наиболее распространены в реакторных расчетах следующие: GRS-метод, CIAU и ASAP & DAA Methodologies. Сравнению различных методов анализа неопределенностей были посвящены такие проекты АЯЭ ОЭСР, как UMS, BEMUSE и PREMIUM. Подробнее о различных методах анализов неопределенностей можно почитать, например, в [11 – 12]. В конечном итоге определяются значения неопределенностей расчетов или степень их консерватизма (для консервативных подходов).

После выполнения задачи 4.3 принимается решение об адекватности расчетной модели ПС. В случае отрицательного решения этапы 1 - 4 повторяются с акцентом на устранение всех существенных замечаний, приведших к отрицательному заключению по адекватности расчетной модели ПС.

Описанный выше подход к созданию и обоснованию расчетных моделей ПС требует строго соблюдения процедур обеспечения качества. Каждый этап должен документироваться. Как минимум в результате выполнения всех этапов должны быть разработаны следующие документы:

- требования к области применения расчетной модели ПС;
- методология создания ПС;
- описание ПС и руководства для пользователей;
- отчет о масштабируемости уравнений, замыкающих соотношений, экспериментальных данных;
- верификационный отчет, включающий в себя полное описание файлов исходных данных и нодализационных схем, а также результаты анализа неопределенностей.

Эффект неквалифицированного пользователя

Еще одна задача, которую необходимо решить на уровне нормативных требований – это снижение так называемого негативного «эффекта пользователя» ПС, который имеет большое влияние на качество расчетных результатов, выполняемых с применением ПС. Некоторыми причинами проблемы являются:

- низкое качество инструкций по применению ПС и верификационных отчетов;

- недостаточная квалификация пользователей (непонимание ограничений расчетной модели ПС, невозможность адекватно оценить полученный результат расчета);
- недостаточный объем достоверных исходных данных для расчетов.

Возможные пути и наилучшие практики по снижению влияния «эффекта пользователя» собраны в отчете АЯЭ ОЭСР «Good Practices for User Effect Reduction» (NEA/CSNI/R(1998)22) [13]. Учет положений этого отчета при разработке ФНП для ПС обоснования безопасности позволило бы установить требования к системе стандартизации нодализационных схем, начальных и граничных условий, рекомендации по оценке квалификации пользователя, соответствующей системе менеджмента качества.

Заключение

Необходимость актуализации существующих нормативных требований к ПС, применяемым при обосновании безопасности ОИАЭ, на взгляд авторов настоящей статьи, достаточно очевидна. Наиболее целесообразным было бы создание федеральных норм и правил «Требования к программным средствам, используемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии» на основе положений РД-03-34-2000. В таком документе должны полностью сохраниться зарекомендовавшие себя многолетней практикой требования к верификации ПС, которые могут быть дополнены требованиями к оценке полноты и достаточности проведенной верификации ПС, описанными в настоящей статье.

Новые требования должны сопровождаться разработкой руководств с рекомендациями по выполнению этих требований. В число этих руководств должны войти давно ожидаемые в отрасли рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей расчетов, рекомендаций по применению методологии идентификации процессов и явлений, рекомендации по оценке масштабного фактора при переносе экспериментальных данных с исследовательских стендов на реальные объекты и т.д.

Применение предлагаемых подходов наиболее актуально для реакторов поколений III+ и IV. Дело в том, что в этих реакторах широко используются пассивные системы безопасности (с низкими градиентами теплофизических параметров, низкие массовые скорости), применяются новые теплоносители и рабочие тела и т.д. А существующая база знаний и разработанные на ее фундаменте расчетные ПС относятся в большей степени к реакторам предыдущего поколения с активными системами безопасности (высокие градиенты теплофизических параметров, большие массовые расходы) и хорошо изученными теплоносителями и рабочими телами. Следовательно, применение старых методов и подходов к принципиально новым условиям требует тщательного и детального обоснования.

Новые требования к верификации естественно будут применяться для новых ПС, однако неизбежно встанет вопрос, что делать с ПС, верифицированными и аттестованными в соответствии со старыми требованиями. Ответить на него можно следующим образом. Срок действия аттестационного паспорта ПС ограничен 10 годами, при этом после истечения этого срока должна быть проведена оценка соответствия ПС и его верификации современному уровню развития науки и техники. Именно на этом этапе от разработчиков ПС и потребуется приведение верификации ПС в соответствие с новыми требованиями.

Надеемся, что предлагаемые подходы помогут внести вклад в обоснование безопасности новых проектов АЭС, разрабатываемых в настоящее время в нашей

стране, и повысят привлекательность российских ядерных энерготехнологий за рубежом.

Литература

1. РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании ПС, применяемые при обосновании безопасности ОИАЭ. – М.: НТЦ ЯРБ, 2000.
2. ГОСТ Р 54500.1-2011 /Руководство ИСО/МЭК 98-1:2009. Национальный стандарт Российской Федерации. Неопределенность измерения. Часть 1. Введение в руководства по неопределенности измерения. – М.: Стандартинформ, 2011
3. РБ-061-11. Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты». – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011
4. Transient and accident analysis methods. Regulatory guide 1.203, (U.S. Nuclear Regulatory Commission), 2005.
5. Review of transient and accident analysis methods. NUREG-0800, chapter 15.0.2. NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission), 2007
6. SSG-2: Deterministic safety analysis for nuclear power plants: safety guide. – Vienna: IAEA, 2009.
7. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Rod Ejection Accidents in Pressurized Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6742. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
8. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Power Oscillations without Scram in Boiling Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6743. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
9. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Loss-of-Coolant Accidents in Pressurized and Boiling Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6744. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
10. Code Verification by the Method of Manufactured Solutions. Report SAND2000-1444. – Sandia National Laboratories. – Albuquerque – 2000.
11. Разработка и применение методики анализа неопределённости теплогидравлических расчётов аварийных режимов реакторов РБМК: дис. канд. техн. наук/Д.А. Яшников - Москва, 2013.
12. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. – Safety reports series No. 52. – Vienna: IAEA. – 2008.
13. Good Practices for User Effect Reduction. – Status report NEA/CSNI/R (1998) 22. – Nuclear energy agency committee on the safety of nuclear installations. – Paris. – 1998.

