

О роли теплогидравлических расчетов



Андрей Черный,
заведующий лабораторией турбулентности Института тепло- и массообмена имени А.В. Лыкова НАН Беларуси, кандидат физико-математических наук, доцент

Требования, предъявляемые к теплогидравлическим расчетам существующих и вновь проектируемых ядерных реакторных установок (ЯРУ), обуславливают необходимость усовершенствования методик расчета таких характеристик, в первую очередь для активных зон реакторов [1–3]. При одновременном обеспечении высокой точности и достоверности результатов с учетом влияния большого количества взаимозависимых конструктивных и технологических факторов можно использовать данные теплогидравлических расчетов в качестве исходных для вычисления нейтронной физики, термонапряженного состояния и деформации элементов ЯРУ, тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок (ТВС), скорости коррозионных процессов и т.д.

Одно из условий достоверной оценки теплогидравлических параметров теплоносителя в различных теплонагруженных элементах ЯРУ определяется тем, что возникающие в них термосиловые нагрузки (прежде всего термические и гидравлические) могут приводить к ава-

рийным ситуациям при нормальных условиях эксплуатации установок [2–4]. Их прогнозирование достаточно трудоемко, поскольку предполагает необходимость фиксации пульсаций как гидродинамических величин, так и температур в пристеночных потоках рабочих сред, определение теплопроводности и механических напряжений в твердых материалах сте-

нок элементов ЯРУ. На первом этапе решается задача гидродинамики и теплопереноса в потоках рабочих сред с учетом особенностей элементов установки. При этом расчеты или моделирование, выполненные для геометрически простых ее элементов, качественно воспроизводящих отдельный физический эффект, важны для его понимания, а также справедливости

используемой математической модели и достоверности тепло-гидравлического вычисления. В качестве примера можно рассмотреть конвективный теплообмен в элементах ЯРУ, который, как правило, сопровождается пульсациями температуры, что приводит к кризису кипения, неустойчивому парообразованию на нагреваемых поверхностях, колебаниям расхода теплоносителя, нестационарным конвективным переносам, что вызывает значительные изменения температурных напряжений в стенках. В сочетании с гидравлическими нагрузками это может привести к выходу из строя, вплоть до разрушения, элементов ЯРУ. Характерными примерами являются аварийные ситуации с отказом работы элементов конструкции станций – на АЭС «Сиво» (Франция) в 1998 г. (на энергоблоке №1 произошла утечка радиоактивной воды из первого контура теплоносителя вследствие появления трещин в трубах); на АЭС «Генкай» (Япония) (в 1998 г. случилась утечка в конденсаторе первого энергоблока, а в 2011 г. – в системе охлаждения 3-го энергоблока); на АЭС «Тианж» (Бельгия) (в 2012 г. зафиксирована эрозия внешней оболочки энергоблока №2); АЭС «Фарли» (США) (в 2013 г. – незапланированный выброс двуокиси углерода в энергоблоке №2); на АЭС «Цуруга» (Япония) (выброс радиации на энергоблоке №2, спровоцировавший сброс 16 т радиоактивной воды в 1981 г.); АЭС «Ловииса» (Финляндия) (авария на энергоблоке №1 с разрушением основного трубопровода и эрозией-коррозионным износом трубопроводов в местах

подсоединения расходомеров в 1990 г.); Нововоронежской АЭС (СССР) (разрушение шва приварки задвижки на энергоблоке №5 из-за коррозионно-механического развития сварочных дефектов под воздействием эксплуатационных факторов в 1990 г.).

Активные зоны современных водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) комплектуются ТВС, большинство которых применяется, например, с дистанционирующими или перемешивающими решетками, оказывающими существенное влияние на тепловую и гидродинамическую структуру потока теплоносителя. Конструкция активных зон предопределяет локальные возмущения потока, отклонение от продольного направления движения теплоносителя, изменение турбулентных характеристик, а также локальных параметров переноса импульса и тепла. Все эти эффекты в значительной мере влияют как на величину критического теплового потока (фактически на условия выбора мощности реакторной установки), так и на гидравлическое сопротивление ТВС.

Есть 3 основных способа расчета и анализа ожидаемых при эксплуатации ЯРУ событий и проектных аварий [2, 4], использующих программные средства:

- *консервативные с консервативными начальными и граничными условиями (консервативный анализ);*
- *улучшенной оценки в сочетании с консервативными начальными и граничными условиями (комбинированный анализ);*
- *улучшенной оценки с консервативными и/или реалистич-*

ными исходными данными, но в сочетании с оценкой неопределенностей в расчетах с учетом как неопределенностей в исходных данных, так и связанных с моделями, выполненными с помощью программных средств улучшенной оценки; для выявления степени безопасности используется результат, отражающий консервативное решение, но с количественным значением неопределенностей.

Обычно практикуется второй подход, позволяющий компенсировать неопределенности, возникающие из-за незнания реального состояния реактора. Однако, как известно, это может привести к неполному описанию или чрезмерному консерватизму при составлении его характеристики.

Одним из эффективных инструментов анализа тепло-гидравлических характеристик ЯРУ, способным помочь в такого рода исследованиях с минимальной степенью консерватизма, являются современные методы и средства вычислительной гидрогазодинамики [5, 6]. Это связано с доступностью расчета локальных характеристик ядерных установок в связи со стремительным ростом производительности компьютерной техники и повышением уровня ее доступности. Сформировалось несколько основных подходов к моделированию теплопереноса в активных зонах с ТВС: модель локальных параметров, поканальная модель, модель пористого тела или гомогенизированной среды, модель изолированного канала. Последняя не позволяет провести оценку процессов теплопереноса

в активной зоне в целом. Применение для расчета моделей пористого тела, гомогенизированной среды или поканальной приводит к необходимости использования большого числа различных замыкающих констант и соотношений, определение которых возможно с привлечением набора экспериментальных данных либо сведений с действующих энергоблоков. Это делает данные подходы неприменимыми для прогнозирования нештатных или аварийных ситуаций, для которых отсутствуют подкрепленные экспериментами замыкающие соотношения. Всем современным требованиям удовлетворяет модель, предполагающая расчет распределения локальных параметров потока теплоносителя в активной зоне реактора с учетом нестационарного и нелокального характера течений с помощью Рейнольдсова подхода и вихреразрешающих методов [5].

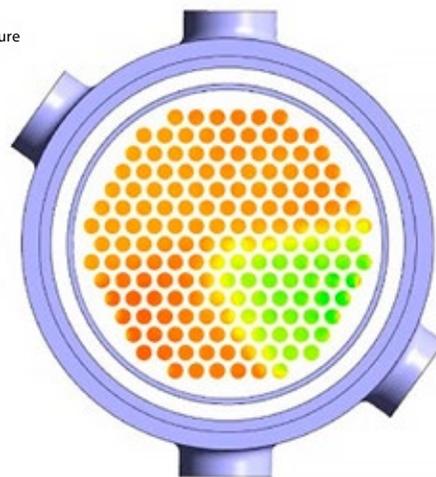
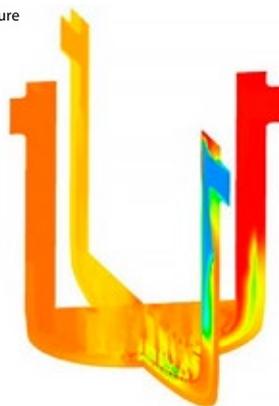
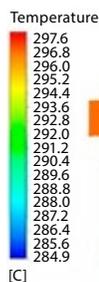
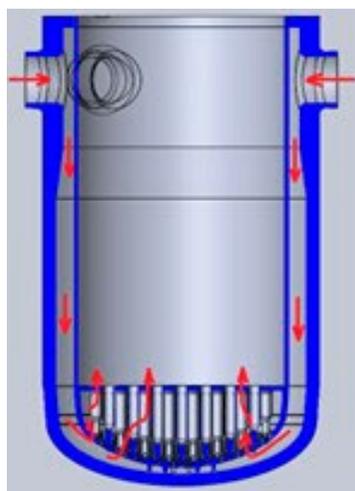
Вышесказанное обуславливает развитие теоретиче-

ских представлений и разработку эффективных численных методик моделирования трехмерных процессов тепломассопереноса в активных зонах реакторов типа ВВЭР с учетом основных физических особенностей сложных течений теплоносителя в стержневых сборках. Дополнительной мотивацией и необходимостью исследований является то, что расчет течений продолжает оставаться сложнейшей фундаментальной задачей гидрогазодинамики, что требует эффективного применения высокопроизводительной вычислительной техники и возможностей математических моделей с пониманием физики процессов. Именно выбор таких моделей часто оказывается источником наибольших ошибок и (или) требует недопустимо высоких затрат на вычисления.

Обоснование теплотехнической надежности активных зон ядерных реакторов строится на теплогидравлическом расчете, требующем высокой

информативности и достоверности локальных теплогидродинамических характеристик. В свою очередь это обуславливает необходимость организации значительного комплекса экспериментальных исследований, а также развития новых методов расчета локальных гидродинамических и массообменных характеристик потоков во внутренних трактах реакторных установок. Ввиду этого получение условий, закономерностей и обобщающих зависимостей локальных и интегральных характеристик гидродинамики теплоносителей является ответственной задачей для оценки и обоснования теплотехнической надежности активной зоны реактора.

С применением таких подходов в Институте тепло- и массообмена имени А.В. Лыкова НАН Беларуси моделируются локальные процессы тепломассопереноса в элементах оборудования водо-водяных энергетических реакторов нового поколения с анализом стаци-



Моделируемый участок реакторной установки, распределение температуры в срединных сечениях и на входе в активную зону (аварийный сценарий со смешением неизотермических потоков в опускном канале и напорной камере смешения РУ ВВЭР-1200 (В-491))

онарного состояния и проектных аварий (подпрограмма «Энергетические процессы и технологии» ГПНИ «Энергетические и ядерные процессы и технологии» на 2021–2025 гг.; мероприятие 11-1 «Выполнение и координация работ по научно-технической поддержке МЧС в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности государственным научным техническим учреждением «Центр по ядерной и радиационной безопасности»» подпрограммы 6 «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь» Государственной программы «Наукоемкие технологии и техника» на 2016–2020 гг.; мероприятие 13 «Выполнение работ по оказанию научно-технической поддержки Министерству по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности» подпрограммы 3 «Научное обеспечение эффективной и безопасной работы Белорусской атомной электростанции и перспективных направлений развития атомной энергетики» Государственной программы «Наукоемкие технологии и техника» на 2021–2025 гг.).

Такие исследования основаны на необходимости решения общих задач повышения возможностей применяемых одномерных кодов за счет разработки трехмерных теплогидравлических компонент, отдельных элементов ЯРУ ВВЭР-1200 (В-491) энергоблока АЭС и их интеграции в существующие коды с учетом данных трехмерного моделирования локальных теплогидравлических процессов с

одновременным расчетом и обоснованием циклической прочности и сопротивления хрупкому разрушению конструкции установки и ее компонентов.

Анализируются возможные сценарии развития аварийных ситуаций и аварий для выработки защитных и других мер реагирования с созданием физико-математических моделей смешения неизотермических потоков в реакторе ВВЭР-1200 (В-491) энергоблока Белорусской АЭС для получения численных оценок по неоднородности распределения параметров теплоносителя в активной зоне для интегральной оценки текущего уровня безопасности. Решение таких общих задач основано на опыте по определению запасов безопасности пассивного отвода тепла (СПОТ ЗО, СПОТ ПГ, БАОТ) от активной зоны и бассейна выдержки в случае потери всех источников переменного тока для РУ В-491 с ВВЭР-1200; расчете аварийного сценария на базе анализа теплогидравлического состояния теплоносителя на этом участке от патрубка «холодной» нитки главного циркуляционного контура до ниж-

ней границы топлива активной зоны РУ во время аварий, связанных со снижением температуры теплоносителя и изменением реактивности; разработке теплогидравлических моделей и расчете стационарного состояния для установки со сравнением полученных результатов с эксплуатационными данными АЭС; анализе залива реактора холодным теплоносителем при проектной аварии; исследовании напряженно-деформированного состояния ТВЭЛ с дистанционирующими решетками при теплогидравлическом нагружении ТВС; определении термонапряженного состояния топливных таблеток ТВЭЛ и их изучения при образовании трещиноподобных дефектов и т.д.

Спектр теплогидравлических задач определяется развитием методов и подходов прогнозирования теплофизических процессов, которые будут наблюдаться при реальной эксплуатации инженерно-технических систем, аппаратов и устройств ЯРУ, реализацией узкопрофильных технических решений до работ и моделирования станций во избежание возникновения аварийных ситуаций. ■

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Андрушечко С.А. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С.А. Андрушечко, А.М. Афров, Б.Ю. Васильев. – М., 2010.
2. Баринов А.А. Методы обоснования теплотехнической надежности активной зоны тепловых водо-водяных реакторов / А.А. Баринов [и др.] // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 5. С. 270–275.
3. Ключников А.А. Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография / А.А. Ключников, И.Г. Шараевский, Н.М. Фиалко и [др.]. – Чернобыль, 2012.
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР» (НП-006-16): утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 13.02.2017 №53. – М., 2017.
5. Wilcox D.C. Turbulence modeling for CFD / D.C. Wilcox. – Cambridge, 1993.
6. Численные методы решения задач теплообмена и динамики жидкости: пер. с англ. С. Патанкар; под ред. В.Д. Виоленского. – М., 1984.