

Теоретическое и экспериментальное моделирование теплогидравлических условий в опускном участке реактора применительно к задачам стратификации и перемешивания

Представлен обзор физических явлений, теоретического объяснения и способов моделирования теплогидравлических условий в опускном участке ядерного реактора и холодных нитках применительно к задачам стратификации и перемешивания.

Ключевые слова: корпус реактора, расчетная модель, термошок, термоудар, перемешивание в опускном участке, стратификация потоков, валидация.

Ю. Ю. Воробьев, А. В. Носовский

Теоретичне та експериментальне моделювання теплогідравлічних умов в опускній ділянці реактора у застосуванні до проблем стратифікації та перемішування

Наведено огляд фізичних явищ, теоретичного пояснення та способів моделювання теплогідравлічних умов в опускній ділянці ядерного реактора і холодних нитках у застосуванні до проблем стратифікації та перемішування.

Ключові слова: корпус реактора, розрахункова модель, термошок, термоудар, перемішування в опускній ділянці, стратифікація потоків, валидація.

В последнее время особое внимание уделяется теплогидравлическим аспектам взаимодействия материала корпуса реактора со смесью теплоносителя и борного раствора, который подается в первый контур насосами системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ).

Важность достоверного определения термодинамических параметров теплоносителя и феноменологии теплогидравлических процессов в опускной камере реактора определяется тем, что термические и гидравлические нагрузки, которые возникают при попадании холодной воды на металл конструкций, могут быть опасными с точки зрения как циклической прочности, так и хрупкого разрушения. Развитие физических моделей и вычислительных методов для точного предсказания стратификации и потоков с термогравитационной конвекцией важно для понимания явлений во время эксплуатации реактора и для предупреждения возможных негативных событий. Для гарантирования безопасной эксплуатации АЭС при таких условиях необходима разработка улучшенных методов и подходов для анализа теплогидравлических явлений [1].

Эффекты стратификации и перемешивания. Эффекты стратификации и неполного перемешивания, а также картины сложного перемешивания теплоносителя существуют во многих состояниях реакторной установки. Это возможно при подаче холодной воды САОЗ в петлю главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с низкой скоростью циркуляции, что приводит при определенных условиях к термогравитационному расслоению потока в петле (рис. 1). При попадании такого потока в опускной участок реактора в зависимости от скорости циркуляции наблюдается различная картина дальнейшего движения теплоносителя, что определяется импульсом самого потока, а также скоростью движения окружающей среды опускного участка.

В реакторах ВВЭР при попадании холодного языка в область гидрозатвора петли через проточную часть ГЦН происходит накопление более тяжелой холодной воды в гидрозатворе (рис. 1), что приводит к невозможности однофазной циркуляции по данной петле. Данный эффект подтверждается как для стендовых испытаний на установке АРЕХ [2], так и предполагается по данным реального инцидента с незакрытием предохранительного клапана компенсатора давления (ПК КД) на энергоблоке № 3 Ровенской АЭС [3].

Аналогичные случаи возникают в соединительных трубопроводах КД (дыхательный трубопровод). При этом горячая вода из КД расслаивается в горизонтальных участках трубопровода и приводит к пульсациям температуры, что сказывается на тепловой усталости материалов [4].

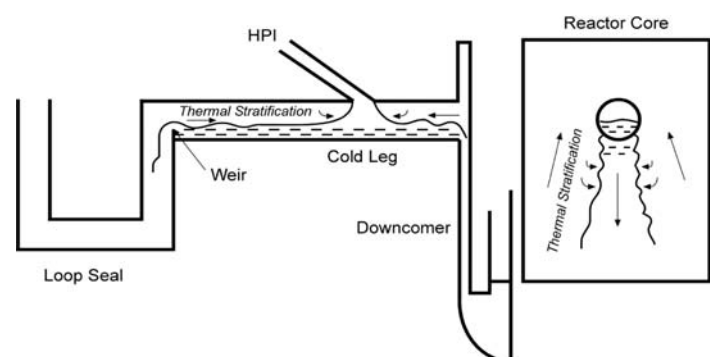


Рис. 1. Эффекты стратификации и перемешивания в первом контуре реакторной установки (РУ) при подаче воды САОЗ

Перемешивание в условиях принудительной циркуляции.

Сложная картина течения в опускном участке при принудительной циркуляции имеет свои особенности. Для случаев симметричной подачи воды во входные патрубки измеренная вертикальная скорость в экспериментах на установке ROCOM указывает на то, что обтекание цилиндрической стенки шахты реактора имеет тенденцию сдвигать поток в область между входными патрубками [5]. На рис. 2 видно, что максимум скорости соответствует области между патрубками, а минимум — под патрубками. Аналогичная картина наблюдается для реакторов ВВЭР [6].

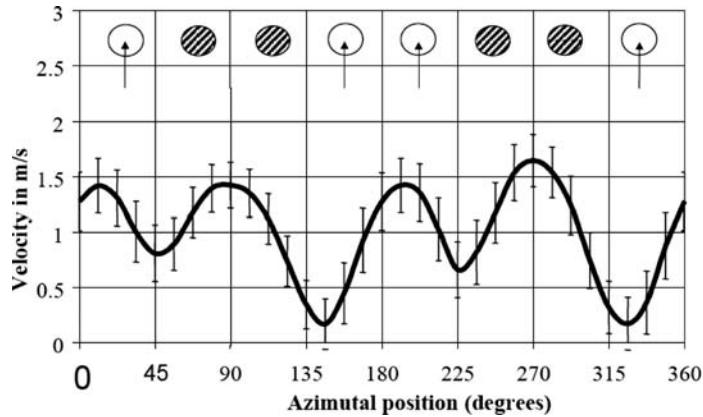


Рис. 2. Распределение вертикальной скорости в опускном участке при напорном движении теплоносителя

В целом же при симметричной работе главных циркуляционных насосов (ГЦН) жидкость одной петли в основном остается в пределах сектора своей петли. Однако при этом наблюдается некоторое смещение в сторону против часовой стрелки [7, 8]. Причина данного смещения пока не определена. По некоторым данным к этому может приводить работа ГЦН, придавая профилю скоростей в ГЦТ неравномерный характер.

Эксперименты [5, 8] показали, что при напорном движении в случае расхода только в одну петлю потока с той же плотностью, что и в опускном участке, поток раздваивается при контакте с цилиндрической стенкой шахты реактора. После огибания шахты части потока встречаются в нижней части опускного участка на противоположной стороне от патрубка подачи. Картина является примером доминирования импульса потока, что характерно для работы насоса или высокой скорости естественной циркуляции в петле. В случае же подачи в петлю воды с большей плотностью (например, холодной воды), распространение «вокруг» шахты реактора подавляется за счет нисходящего движения воды под патрубком, которое при снижении скорости подачи превращается в затопленную струю.

Основным выводом с точки зрения опасности термошока является то, что в условиях принудительной циркуляции поток не локализуется на определенных участках металла корпуса реактора, а распределяется достаточно равномерно, и перемешивание происходит интенсивно. Этим определяется тот факт, что исходные события с наличием принудительной циркуляции не являются основными вкладчиками риска разрушения корпуса реактора от термоудара.

Перемешивание в условиях естественной циркуляции в петле с подачей от САОЗ. Явление перемешивания в петлях ГЦТ при низкой скорости циркуляции или ее останове неотделимо связано с явлением перемешивания в опуск-

ном участке реактора. В этом случае перемешивание воды САОЗ в месте впрыска задает граничные условия для дальнейшего поведения потока по пути к входному патрубку реактора и далее вниз по опускному участку. Одно из важнейших проявлений стратификации теплоносителя — расслоение однофазной жидкости в горизонтальном трубопроводе. Применительно к геометрии реактора и холодной нитки при определенных расходах воды в ГЦТ возникает встречное течение. Верхнюю часть сечения ГЦТ занимает поток горячего теплоносителя из опускного участка, а нижнюю — поток холодной воды. Перемешивание воды САОЗ и горячей воды происходит в основном в области впрыска воды САОЗ. Данное расслоение появляется при низкой скорости холодной жидкости, которая входит в трубопровод с горячей жидкостью [5, 9].

Перемешивание в точке впрыска воды САОЗ зависит от числа Фруда для впрыска и геометрии подводящего патрубка [10]. Численным критерием перемешивания является так называемое отношение обратного расхода (отношение расхода горячей воды верхнего слоя Q_h , поступающего из опускного участка реактора, к расходу воды САОЗ Q_{HPI}), или коэффициент перемешивания (entrainment coefficient):

$$e = \frac{Q_h}{Q_{HPI}} \tag{1}$$

На рис. 3 представлена зависимость данного коэффициента от модифицированного числа Фруда, которое определяется как

$$Fr_{HPI/CL} = \frac{Q_{HPI}}{a_{CL} \left[g D_{CL} \frac{c_{HPI} - c_{CL}}{c_{HPI}} \right]^{1/2}} \tag{2}$$

где Q_{HPI} — объемный расход подачи САОЗ ВД, м³/с; a_{CL} — площадь сечения холодной нитки, м²; D_{CL} — диаметр холодной нитки, м; ρ_{CL} , ρ_{HPI} — плотность воды в холодной нитке и воды САОЗ, кг/м³; $g = 9,8066$ м/с² — ускорение свободного падения.

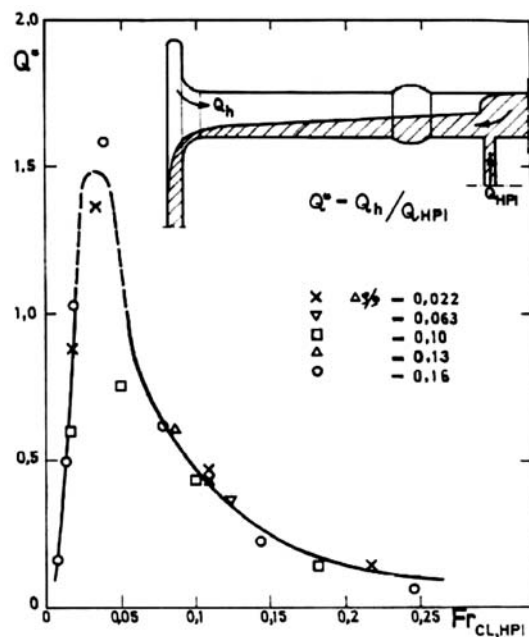


Рис. 3. Зависимость коэффициента перемешивания от модифицированного числа Фруда

Аналогичные экспериментальные данные представлены в [11] для стендовой установки UPTF при различных комбинациях расхода САОЗ и разности плотностей. Упрощенно можно считать, что после перемешивания вода подается в опускной участок с температурой

$$T_{mix} = \frac{eT_h + T_{HPI}}{1 + e}, \quad (3)$$

где T_h , T_{HPI} — температура горячей воды опускного участка и САОЗ, соответственно; T_{mix} — результирующая температура воды, попадающей в опускной участок. Для более точного расчета необходимо учитывать энтальпию смешивающихся потоков.

При наличии расхода в петле с подачей воды САОЗ картина перемешивания может меняться в зависимости от импульса потока. Экспериментально определены соответствующие критерии по расходу в холодной нитке, ниже которого начинается стратификация потока в холодной нитке:

критерий 1 (Theofanous [12, 13]) —

$$Fr_{HPI/CL} = \left[1 + \frac{Q_L}{Q_{HPI}} \right]^{-\frac{7}{5}}, \quad (4)$$

критерий 2 (Reyes [14]) —

$$Fr_{HPI/CL} = \left[1 + \frac{c_L Q_{HPI}}{c_{HPI} Q_L} \right]^{-\frac{1}{2}} \cdot \left[1 + \frac{Q_L}{Q_{HPI}} \right]^{-\frac{3}{2}}, \quad (5)$$

где Q_L и ρ_L — объемный расход и плотность в холодной нитке, соответственно.

При больших расходах в холодной нитке перемешивание происходит равномерно по сечению и стратификация исчезает.

Перемешивание в опускном участке при низкой скорости циркуляции. Перемешивание затопленных струй, обусловленное термогравитационной конвекцией, применительно к конструктивным особенностям опускного участка реактора исследуется в основном на экспериментальных установках. Эксперименты на финской установке ИВО [15] представили массив данных не только по перемешиванию в опускном участке, но и по расслоению в петле при подаче холодной воды. Прозрачность установки позволяет визуально определить границы струи с помощью применения красящего вещества. Разность плотностей воды САОЗ и установки составила 16,7 %. Исследованы различные комбинации подачи воды САОЗ и расходов по петлям при числах Фруда от 0,4 до 1,42. Результаты работы были использованы для разработки кода REMIX [16] по оценке перемешивания в опускном участке.

Перемешивание в первом контуре исследовалось в рамках проекта европейского сообщества FLOMIX-R [17]. Для этого использовалась масштабная прозрачная модель корпуса реактора ROCOM. Целью экспериментов было определить условия перехода от перемешивания, которое контролируется импульсом потока, к перемешиванию, управляемому разностью плотностей. Последний случай важен для оценки термошока и повторного старта естественной циркуляции для сценариев с течами первого контура. Максимальная разность плотностей жидкости равнялась 10 % и создавалась добавлением глюкозы в раствор. В результате экспериментальных наблюдений, тече-

ния теплоносителя могут быть разделены на три группы: течения, обусловленные разностью плотностей; течения, обусловленные импульсом потока, и переходные течения. В эксперименте условия на входе в опускной участок были использованы для оценки числа Фруда для опускного участка:

$$Fr_{DC} = \frac{v_{in}}{\left[gH_{DC} \frac{c_{in} - c_h}{c_{in}} \right]^{\frac{1}{2}}}, \quad (6)$$

где v_{in} — скорость потока на входе в опускной участок (смешанная вода петли и САОЗ), м/с; H_{DC} — высота опускного участка, м; ρ_{in} , ρ_h — плотность поступающей воды и воды в опускном участке, кг/м³.

Все эксперименты подтвердили, что плотностью определяются течения с числами Фруда опускного участка менее 0,85, импульсом потока — течения с числом Фруда более 1,5. Граничное число 1,0 определяет границу между данными случаями (область переходных режимов). Данные экспериментов приведены на рис. 4.

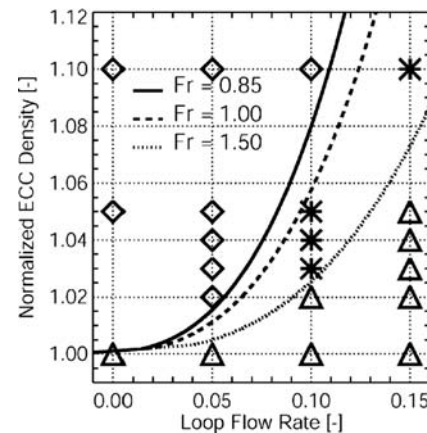


Рис. 4. Классификация течений в экспериментах ROCOM по числу Фруда для опускного участка:
♦ — поток с доминирующим влиянием плотности,
Δ — поток с доминирующим влиянием импульса,
* — переходные потоки

Эксперименты [5] показали, что в случае подачи в петлю воды с большей плотностью (например, холодной воды) при низкой скорости циркуляции образуется узкий нисходящий поток вдоль стенки опускного участка. При этом холодная вода накапливается в нижней части опускного участка и образует постепенно поднимающуюся область более холодной воды.

Эксперименты на установке UPTF-TRAM [18] указывают на то, что радиальная неравномерность затопленной холодной струи в опускном участке выравнивается достаточно быстро. Под входным патрубком на уровне одного диаметра от оси холодной нитки неравномерность составила около 40 °С относительно температуры в центре зазора опускного участка, на уровне двух диаметров — 10 °С, а на уровне трех диаметров (2,25 м от оси холодных ниток) — 0 °С. Это указывает на достаточно хорошее перемешивание в радиальном направлении при движении изначально неравномерного по температуре потока. Данные измерения проведены для небольшого расхода воды САОЗ,

для которого и характерно изначально неравномерное «затекание» в опускной участок. При увеличении расхода САОЗ холодный поток практически сразу заполняет зазор между шахтой реактора и корпусом, и радиальная неравномерность исчезает

Аналогичные исследования, проведенные в ОКБ «Гидропресс» [19] на масштабных моделях, подтверждают международные данные и позволяют сделать следующие общие выводы:

в опускном канале происходит достаточно хорошее перемешивание;

зоной интенсивного перемешивания является вертикальная струя с неустойчивыми границами и малым углом раскрытия;

при развитии естественной конвекции в пределах опускного участка эта струя частично разрушается, что улучшает перемешивание;

процесс перемешивания сопровождается температурными пульсациями, затухающими по мере движения струи вниз;

за пределами струи в опускном участке устанавливается практически равномерная температура, которая постепенно снижается при охлаждении всего опускного канала.

По данным ОКБ «Гидропресс» [19], процесс перемешивания можно разбить на две стадии. Первая стадия (кратковременная) характеризуется резким падением температуры в рассматриваемой точке на оси холодной струи. В этом интервале струя течет в неподвижной среде. Далее в опускном канале развивается естественная конвекция, способствующая разрушению струи и улучшению перемешивания. Температура в данной точке возрастает, а затем несколько снижается в соответствии со снижением температуры всего объема опускного участка.

Моделирование: способы, подходы, направления. Методы получения локальных характеристик в данный момент активно развиваются в нескольких направлениях. Сравнение возможных подходов и разнообразие оценок видно на примере международного проекта [20].

Первое направление — использование методов вычислительной гидродинамики (Computational Fluid Dynamics, CFD); второе — использование крупномасштабных расчетных кодов, которые упрощенно моделируют перемешивание в опускном участке реактора; третье — использование корреляционных зависимостей для температуры жидкости, основанных на экспериментах с применением масштабных стенов.

CFD. Расчетные коды, использующие методы вычислительной гидродинамики, обладают самым мелким масштабом моделирования гидродинамических процессов, гибкими моделями учета вязкости и границ каналов. Подход с подробным моделированием масштабов турбулентности позволяет моделировать турбулентный перенос, обусловленный эффектами вязкости. Именно данные эффекты являются причиной поведения на границах стратификации и затопленных струй. Однако применение данных кодов ограничивается высокими затратами расчетного времени и значительными упрощениями при постановке граничных условий расчета. Различные модели турбулентности для CFD-кодов проходят тестирование на результатах экспериментов с использованием масштабных стенов как в России, так и за рубежом [7].

Например, применение расчетного кода FLUENT к описанию данных эксперимента по стратификации на установке ROSA [21] при подаче холодной воды САОЗ в петлю

с изначально горячей водой показало, что расчетное моделирование определяет стратификацию в холодной нитке на качественном уровне. Численные значения и степень перемешивания при этом сильно зависят от применяемой модели турбулентности.

Программы численной гидродинамики позволяют на данный момент моделировать только отдельные части установок и, в основном, процессы, приводящие к термошоку в однофазной области. Двухфазное моделирование полного спектра событий при помощи вычислительной гидродинамики находится в будущем, так как представляет собой обширную задачу по валидации математических моделей [22, 23]. Пока признается, что подходы вычислительной гидродинамики способны моделировать отдельные явления и в то же время пока мало применимы к взаимодействию явлений и моделированию систем в целом [24]. В Евросоюзе проводится систематическая работа по валидации кодов вычислительной гидродинамики применительно к приложениям распределения потока в основном оборудовании АЭС, на основании чего выдаются рекомендации по наилучшей практике использования опций кодов [5].

Крупномасштабные расчетные коды. В этом случае выделенные объемы по размерам сравнимы с поперечными размерами канала течения. Учет переноса массы и энергии осуществляется при помощи средних величин в расчетных объемах и характеристик переноса на связях (гранях) между ними. Метод упрощенного трехмерного моделирования каналов течения применяется как в специальных расчетных кодах оценки перемешивания, так и в виде введения трехмерных компонент в уже существующие одномерные расчетные коды (например, RELAP-3D [25]).

Для моделирования опускного участка при помощи одномерных системных расчетных кодов в международной практике используется метод параллельных каналов. В [26] для реактора ВВЭР-440 АЭС «Дукованы» производилось моделирование при помощи кода CATHARE 2, ver 1.3 при анализе термошока. Моделировались случаи отсутствия расслоения в холодных нитках, а также при наличии частичного уровня воды в опускном участке (двухфазное состояние). В случаях с расслоением теплоносителя в петлях ГЦТ использовался расчетный код REMIX/NEWMIX [16]. При моделировании методом параллельных каналов задача сводится не только к разбиению опускного участка, но и к проверке и валидации такой модели на всем доступном спектре данных по распределению температур и потоков. В [27] аналогичное исследование проведено применительно к реактору ВВЭР-1000 для оценки перемешивания в номинальном режиме. Однако авторы упомянутых публикаций не приводят профили скоростей опускного участка и не валидируют подобное разбиение для случая низких скоростей циркуляции. Тем не менее, основываясь на полученных данных, перемешивание по секторам активной зоны имеет удовлетворительное совпадение с экспериментом.

Что касается системных расчетных кодов с трехмерными компонентами, то необходимо выделить расчетный код TRACE [28]. В последнее время проводится много работ по валидации данного кода применительно к разработке моделей перемешивания. Для случая принудительной циркуляции разработанная модель реактора ВВЭР-440 с азимутальным разбиением опускного участка на 8 и 16 частей дает удовлетворительные результаты по коэффициентам перемешивания петель на выходе активной зоны (так называемые коэффициенты влияния петли на определенную

ТВС) [29]. Однако при всем качественном подобии результатам экспериментов количественные показатели находятся в менее хорошем соответствии. При этом увеличение азимутального разбиения не улучшает показатели перемешивания. Соответствующие попытки создания модели для реактора ВВЭР-1000 проходят тестирование. Используемые нодализации не являются подробными (разбиение в азимутальном направлении на 6 частей), однако позволяют в целом предсказать картину поведения потоков теплоносителя при принудительной циркуляции [30].

Проведены работы по созданию модели опускного участка реактора ВВЭР-1000, которая используется для определения граничных условий для оценки сопротивления хрупкому разрушению для энергоблоков № 1 Южно-Украинской АЭС и № 3 Ровенской АЭС [31]. Данная модель для расчетного кода RELAP5/Mod 3.2 предполагает параллельное расположение каналов опускного участка.

Аналогичные исследования проводятся с 3D-компонентами расчетного кода MARS. Разбиение опускного участка тестовой установки UPTF проведено на 10 аксиальных частей и 8 азимутальных [32].

Код RELAP-3D использовался для создания модели опускного участка реактора ВВЭР-1000 [33]. При этом результаты валидации данного подхода показали хорошее соответствие интегральным характеристикам поведения системы. Тем не менее, в [33] также не проведен сравнительный анализ поведения потоков в опускном участке при различных комбинациях расходов и плотностей потоков.

При всех своих преимуществах данные коды не предполагают переноса массы и импульса, связанного с эффектами вязкости, т. е. не моделируют турбулентный перенос на границе сред с разными скоростями. В этом смысле они не способны моделировать поведение на границе струй исходя из физической первопричины. Системные коды также не дают локальных характеристик потока менее масштаба нодализации модели, поэтому они используются совместно с накладываемыми консервативными предположениями, ухудшающими протекание процессов в необходимую сторону.

Корреляции и специальные коды. Описание поведения параметров опускного участка в виде корреляционных зависимостей по результатам обобщения экспериментальных данных широко применяется в анализе термошока. Простейшим является анализ на основе поведения свободных затопленных струй с условиями турбулентного подмешивания [14]. В более усложненном варианте с учетом трения и теплообмена в опускном участке предложена аналогичная методика [11]. ОКБ «Гидропресс» также использует обобщение данных испытаний как по расслоению в холодных нитках, так и по параметрам перемешивания в опускном участке [34, 19]. При этом расчетные данные по температурам ОКБ «Гидропресс» обладают запасом консерватизма, необходимым для детерминистического анализа термошока. Сравнение методики ОКБ «Гидропресс» с остальными аналогичными подходами можно найти в [34].

Аналитические зависимости обобщены также в качестве составных частей специальных кодов анализа перемешивания, таких как REMIX/NEWMIX [16]. **Корреляционные зависимости** применялись, например, и для оценки распределения температур в опускном участке реактора ВВЭР-440 при анализе термошока [35]. Для этого использовался код MIXEVO, разработанный на основе REMIX/NEWMIX. Данный код может рассчитывать азимутальный

профиль температуры опускного участка в зависимости от времени и распределение коэффициента теплоотдачи.

Так как данные методы требуют входных данных от системных кодов, автоматизация переноса данных является дополнительной задачей и не учитывает всего многообразия тепловых и гидравлических явлений. Данный метод применяется в основном для оценок параметров опускного участка. Некоторые корреляции могут использоваться в виде дополнительных опций в одномерных расчетных кодах, например по расслоению теплоносителя в холодной нитке в коде ATHLET [36].

Необходимость создания модели. Для практического использования на данном этапе развития средств моделирования возникает потребность в универсальном инструменте, который являлся бы промежуточным между кодами вычислительной гидродинамики и упрощенными одномерными моделями. Данный инструмент должен использоваться для создания как консервативных, так и реалистичных расчетных оценок. В этом случае можно использовать одномерный расчетный код с разбиением опускного участка на систему параллельных каналов с учетом перетечек между ними. Актуальность применения связана с его адаптацией к конкретной конфигурации самого массового в Украине вида реакторов ВВЭР-1000 и дальнейшим применением для оценки условий по хрупкому разрушению металла корпуса. Разработка и некоторые результаты валидации такой модели изложены в [37, 38].

Выводы

В данной статье рассмотрены экспериментальные и теоретические общие основы поведения потоков в опускном участке реактора и холодных нитках ГЦТ в условиях, характерных для низких скоростей циркуляции. Данные условия приводят при подаче холодной воды от САОЗ к расслоению теплоносителя как в холодных нитках, так и в опускном участке. В итоге сложная картина течения определяет температуру металла корпуса реактора и связанные с этим термические напряжения. Методы моделирования течения теплоносителя развиваются по многим направлениям, включая коды вычислительной гидродинамики, системные крупносеточные коды как с 3D-компонентами, так и без них, специальные коды перемешивания и корреляционные зависимости. На данном этапе развития средств моделирования есть необходимость в создании простой, эффективной и гибкой модели опускного участка реактора ВВЭР-1000 (В-320). Данная модель разработана и может быть использована для анализа исходных событий (ИС) с последующим получением граничных условий для кодов прочностной оценки. Необходимо продолжить работу по обширной валидации модели в характерных условиях термогравитационной конвекции в опускном участке.

Список использованной литературы

1. Stratification issues in the primary system. Review of available validation experiments and State-of-the-Art in modelling capabilities (StratRev). NKS-202. — August 2009.
2. International Comparative Assessment Study of Pressurized Thermal Shock in Reactor Pressure Vessels. NUREG/CR-6651, ORNL/TM-1999/231. — 1999.
3. Отчет о расследовании нарушения в работе ПАЭС. Незакрывание главного предохранительного клапана ИПУ КД УР21S01

во время плановой проверки работоспособности реальным повышением давления в первом контуре перед пуском энергоблока № 3 после ППР из-за подклинивания в седле золотника импульсного клапана YP21S04 после его открытия: Отчет № 3 РОБ-П07-002-09-09Д, ОП РАЭС. — 2009.

4. Structural evaluation of thermal stratification for PWR surge line / Yu Y. J., Park S. H., Sohn G. H. and Bak W. J. // *Nucl. Eng. Des.* 178, (1997) 211—220.

5. The European project FLOMIX-R: Fluid mixing and flow distribution in the reactor circuit. Final Summary Report. Editor U. Rohde. FZR-432. — August 2005.

6. Исследование гидравлического сопротивления проточного тракта ВВЭР-1500 / Д. В. Зайцев, С. Г. Сергеев, Ю. А. Безруков и др. — Подольск: ОАО ОКБ «Гидропресс», 2009. — (МНТК-2009).

7. Результаты расчетных исследований перемешивания раствора соли при несимметричном впрыске на экспериментальной модели реактора ВВЭР-1000 с использованием программного комплекса ANSYS CFX / М. А. Быков, А. М. Москалев, Д. А. Посысаев, О. В. Кудряшев, А. В. Шишов. — Подольск: ОАО ОКБ «Гидропресс», 2009. — (МНТК-2009).

8. Исследование перемешивания теплоносителя в реакторе ВВЭР-1000 / Е. А. Лисенков, Ю. А. Безруков, А. В. Селезнев, В. Н. Ульяновский, Л. А. Салий, Д. В. Ульяновский, Д. В. Зайцев, С. Г. Сергеев, М. А. Быков, С. И. Зайцев. — Подольск: ОАО ОКБ «Гидропресс», 2009. — (МНТК-2009).

9. Reactor Safety Issues Resolved by the 2D/3D Program. International Agreement Report. NUREG/IA-0127, GRS-101, MPR-1346. — July 1993.

10. Tuomisto H. Thermal-hydraulics of the Loviisa reactor pressure vessel overcooling transients. — Imatran Voima Oy, Research report IVO-A-01/87. — 1987.

11. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel. IAEA-TECDOC-1627. — IAEA, 2010.

12. Mixing Phenomena of Interest to Boron Dilution During Small Break LOCAs in PWRs / H. P. Nourbakhsh, Z. Cheng // *Proceedings of the 7th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics. NURETH-7. NUREG/CP-0142. — Vol. 4. — 1995.*

13. Decay of Buoyancy Driven Stratified Layers with Applications to Pressurized Thermal Shock (PTS) / Theofanous T. G., Nourbakhsh H. P., Gherson P., and Iyer K.; U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-3700. — May 1984.

14. Flow Stagnation and Thermal Stratification in Single and Two-Phase Natural Circulation Loops (Lecture T17) / Josй N. Reyes Jr.; International Centre for Theoretical Physics (ICTP) Trieste, Italy, June 25 — June 29, 2007.

15. Thermal Mixing Tests in a Semiannular Downcomer With Interacting Flows From Cold Legs. International Agreement Report. NUREG/IA-0004. — October 1986.

16. REMIX: A Computer Program for Temperature Transient Due to High Pressure Injection After Interruption of Natural Circulation. NUREG/CR-3702 / USNRC. — May 1986.

17. Fluid Mixing and Flow Distribution in the Reactor Circuit (FLOMIX-R) / Ulrich Rohde, Thomas Hцhne, Sцren Kliem, Bengt Hemstrum, John Lillington, Martina Scheuerer, Timo Toppila, Trevor Dury, Jan Remis, Petr Muhlbauer, Ivan Toth, Jozsef Elter, and Yuri Bezrukov // *Annual Report 2004. Institute of Safety Research. Wissenschaftlich-Technische Berichte. FZR-420. — 2005.*

18. Deliverable D2.1.2. Review of the Existing Data Basis for the Validation of Models for PTS. European Commission. 6th Euroatom Framework Programme 2005—2008 Integrated Project (IP): NURESIM Nuclear Reactor Simulations. Sub-Project 2: Thermal Hydraulics. D. Lucas (Editor). NURESIM-SP2-TH, 2005.

19. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР / С. А. Логвинов, Ю. А. Безруков, Ю. Г. Драгунов. — М.: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2004.

20. International Comparative Assessment Study of Pressurized Thermal Shock in Reactor Pressure Vessels. NUREG/CR-6651, ORNL/TM-1999/231. — December 1999.

21. FLUENT Analysis of a ROSA Cold Leg Stratification Test / T. Farakas, I. Tyth // XCFD4NRS. Experiments and CFD Code Applications to Nuclear Reactor Safety. Grenoble, France, 10—12 September 2008.

22. Extension of CFD Codes Application to Two-Phase Flow Safety Problems. Phase 2. NEA/CSNI/R(2010)2. 21-Jul-2010.

23. Computational Fluid Dynamics for Natural Circulation-NEEDS and V&V. Yassin A. Hassan. IAEA Course on Natural Circulation in Water-Cooled Nuclear Power Plants, International Centre for Theoretical Physics (ISP), Trieste, Italy. 25th to 29th June 2007.

24. On the Simulation of Two-Phase Flow Pressurized Thermal Shock (PTS). D. Lucas, D. Bestion. NURETH-12, October, 2007.

25. RELAP5-3D Code Manual. Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods. Revision 2.2 INEEL-EXT-98-00834. October 2003.

26. Evaluation of Pressurised Thermal Shocks for VVER 440/213 Reactor Pressure Vessel in NPP Dukovany. Vladislav Pistora, Pavel Kral, Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17), Prague, Czech Republic, August 17 — 22, 2003.

27. CATHARE Multi-1D Modeling of Coolant Mixing in VVER-1000 for RIA Analysis / I. Spasov, J. Donovan, N. P. Kolev, and L. Sabotinov // *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2010, Article ID 457094, 11 pages, doi:10.1155/2010/457094. — 2010.

28. TRACE V5.0 Theory Manual. Field Equations, Solution Methods, and Physical Models. TRACE V5.0p2, US NRC, 2010.

29. Numerical Analysis of Mixing Factors in the RPV of VVER-440 Reactor Using the TRACE Code. International Agreement Report. NUREG/IA-0235. May 2010.

30. Qualification of the Three-Dimensional Thermal Hydraulic Model of TRACE using Plant Data. International Agreement Report. NUREG/IA-0242. April 2011.

31. Модель опускного участка реактора ВВЭР-1000 / Ю. П. Алексеев, А. И. Бережной, А. С. Мазурок, А. В. Корницкий // *Ядерная та радіаційна безпека. — 2011. — № 3 (51).- С. 44—46.*

32. Development of the Multi-Dimensional Hydraulic Component for the Best Estimate System Analysis Code MARS / Sung Won Bae, Bub Dong Chung // *Nuclear Engineering and Technology — Vol. 41, No. 10. — December 2009.*

33. Применение кода RELAP5-3D для расчетного обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов ВВЭР-1000 энергоблоков АЭС Украины. Технический отчет. 047-МЦЯБ.00.ЛИЯБ.МЦЯБ.ОТ.135, МЦЯБ КНУ. — 2010.

34. Теплогидравлические параметры зон перемешивания теплоносителя и воды САОЗ в РУ с ВВЭР при авариях с течью (сравнение известных методик и результатов расчетов по ним) / М. М. Курносков, В. М. Лапатин, Н. А. Стребнев. — Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005. — (МНТК-2005).

35. Specific Thermal-Hydraulics Analyses for Integrity Evaluation of WWER-440/213 Type Reactor / Branislav Hatala, Jůlius Filo, Tomáš Kliment // *Fifth International Information Exchange Forum on «Safety Analysis for Nuclear Power Plants of WWER and RBMK types». — Obninsk, Russia, 15—20 October 2000.*

36. Models and Methods. ATHLET Mod 2.1 Cycle A / H Austregesilo, C. Bals, A. Hora, G. Lerchl, P. Romstedt // *GRS — P — 1. — Vol. 4, July 2006.*

37. Воробьев Ю. Ю. Теплогидравлическая модель реактора ВВЭР-1000 для получения граничных условий при оценке сопротивления хрупкому разрушению с использованием компьютерного кода RELAP5/MOD3.2 / Ю. Ю. Воробьев, О. Р. Кочарьянц // *Ядерная та радіаційна безпека. — 2011. — № 2 (50). — С. 13—19.*

38. Воробьев Ю. Ю. Валидация теплогидравлической модели реактора ВВЭР-1000 для компьютерного кода RELAP5/MOD3.2 по оценке условий термошока корпуса реактора / Ю. Ю. Воробьев, О. Р. Кочарьянц // *Ядерная та радіаційна безпека. — 2011. — № 3 (51). — С. 29—37.*

Получено 06.03.2012.