

АНАЛИЗ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ И НЕЙТРОННО- ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ РЕАКТОРОВ С ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ

А.М. Суджян, В.И. Деев, В.С. Харитонов

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
115409, Москва, Каширское шоссе, 31*

Р

Представлен обзор современных исследований возможного типа неустойчивостей течения теплоносителя в активной зоне реактора, охлаждаемого водой сверхкритических параметров. Возникающие неустойчивости оказывают негативное воздействие на безопасность эксплуатации ядерных энергетических установок. Несмотря на внушительное количество расчетных работ, посвященных данной тематике, остаются до сих пор нерешенные проблемы. Основные недостатки моделей связаны с использованием одного моделируемого канала вместо системы двух и более параллельных каналов, отсутствием учета нейтронно-физических обратных связей, а также проблемой выбора расчетных соотношений для коэффициента теплоотдачи и коэффициента гидравлического сопротивления в условиях потока воды сверхкритического давления. Исходя из этого, было принято решение провести анализ, позволяющий выделить указанные проблемы и на их основании сформулировать общие требования к модели ядерного реактора с легководным теплоносителем сверхкритического давления. Рассмотрены особенности устойчивости течения теплоносителя в активной зоне ядерных реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления. Отмечена важность дальнейшего проведения расчетных работ с использованием комплексных моделей нейтронно-теплогидравлической устойчивости, построенных на основе современных достижений в области нейтронной физики и теплофизики.

Ключевые слова: ядерный реактор, вода сверхкритического давления, неустойчивости течения, расчетные модели.

ВВЕДЕНИЕ

Важной задачей в исследованиях ЯЭУ является определение границ режимов их устойчивой работы, что необходимо для обеспечения безопасности. Здесь неустойчивость – возникновение незатухающих колебаний расхода теплоносителя при вносимых в систе-

© А.М. Суджян, В.И. Деев, В.С. Харитонов, 2021

му небольших кратковременных возмущениях. Для ядерных реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления (SCWR), существует два основных вида устойчивости: теплогидравлическая, которая характеризуется сохранением режимных параметров (плотности, температуры, давления и расхода) потока теплоносителя, а также параметров теплоотдачи в процессе работы, и нейтронно-теплогидравлическая, которая заключается в сохранении стабильности процессов энерговыделения и съема тепла в активной зоне. Всю совокупность различных видов неустойчивости можно разделить на две основные группы: статические и динамические (колебательные) неустойчивости [1, 2].

Типичный пример статической неустойчивости – неустойчивость Лединегга [3], связанная с неоднозначностью гидродинамической характеристики канала, т.е. различных значениях расхода теплоносителя при одном и том же перепаде давления. Обычный способ устранения данного вида неустойчивости – увеличение гидравлического сопротивления входного участка, например, путем установки на входе в канал дросселя.

Характерными видами динамической неустойчивости являются термоакустические колебания и колебания типа «волн плотности» [1]. Возникновение колебательных процессов в среде сверхкритических параметров иногда связывают с «псевдокипением». Так, например, причиной возникающих в сверхкритической жидкости термоакустических колебаний считают процессы сжатия и расширения молей газа, представляемых псевдопузырьками [3]. Наибольшего внимания при разработке SCWR заслуживают неустойчивости течения типа «волн плотности». При наличии обратных связей между различными параметрами системы транспортные и инерционные эффекты приводят к определенному запаздыванию при прохождении возмущений по длине канала. Так, возмущения температуры (энтальпии) вызывают колебания плотности теплоносителя, которые распространяются по длине канала в виде волн плотности, вызывающих пульсации перепада давления. Через обратную связь появляются соответствующие возмущения давления и температуры. При определенном соответствии фаз колебания режимных параметров становятся самоподдерживающимися, что крайне нежелательно.

Анализ динамической неустойчивости течения теплоносителя в активной зоне ядерных реакторов требует рассмотрения сложных колебательных режимов потока в параллельных каналах. В этом случае неустойчивости течения теплоносителя проявляются при ощутимой разнице удельных объемов потока в параллельных каналах или в режимах с естественной циркуляцией с заметно различающимся подогревом теплоносителя в параллельных каналах. Таким образом, установление границ области существования колебательных режимов, а также их основных динамических характеристик представляет собой практически важную задачу при проектировании реакторных установок. В связи с этим целью работы являлся анализ существующих результатов в области расчетного исследования теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической устойчивостей реакторных установок с теплоносителями сверхкритического давления, а также постановка задач для дальнейших исследований в этой области.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ

Решению задачи установления границ области существования колебательных режимов посвящено значительное количество работ. Большинство из них выполнено расчетными методами с использованием разного рода расчетных моделей, построенных для обогреваемых каналов простой геометрической формы (круглых труб) или отдельных ячеек, включающих в себя тепловыделяющие элементы и теплоноситель. При постро-

ении расчетных моделей, в основном, применяются два подхода, различающихся записью исходных уравнений и условий однозначности: частотный и временной.

При частотном анализе нелинейные дифференциальные уравнения модели линеаризуются вблизи рабочей точки, строится карта устойчивости для исследуемой системы. Однако вследствие такой линеаризации теряется информация о нелинейных свойствах системы.

Для моделирования нелинейных процессов в изучаемой системе применяется временной метод анализа устойчивости, в котором используются нелинейные модели с уравнениями в частных производных по пространству и времени. Он применяется, как правило, для исследования переходных процессов. На начальном этапе получают стационарное решение задачи, после чего на устойчивое состояние накладывается небольшое возмущение для получения динамического ответа системы. Если возмущение со временем нарастает и приводит к колебаниям расхода теплоносителя, то система считается неустойчивой. Если после возмущения колебания затухают и устанавливается исходное стационарное состояние, то система устойчива.

Анализ результатов исследований [3 – 5] показывает, что влияние режимных и конструктивных параметров на положение границ устойчивости течения для сред при сверхкритических давлениях аналогично влиянию этих же параметров для двухфазного потока. В связи с тем, что при сверхкритических давлениях зависимость плотности от энтальпии $\rho(h)$ менее резкая, чем при фазовом переходе в области давлений $p < p_{кр}$, течение сверхкритической среды должно быть более устойчивым, чем двухфазной, при этом с ростом давления область устойчивости должна расширяться.

К основным параметрам, влияющим на устойчивость течения сверхкритической среды в каналах простой геометрической формы, следует отнести: давление p ; массовую скорость потока в канале w ; плотность теплового потока на теплоотдающей поверхности q ; выраженный через разницу энтальпий «недогрев» потока на входе до температуры псевдофазового перехода $\Delta h_{вх} = h_m - h_{вх}$; гидравлический диаметр d_r и обогреваемую длину $l_{об}$ канала; коэффициенты местных сопротивлений на входе $\zeta_{вх}$ и выходе $\zeta_{вых}$ канала. Устойчивость течения зависит также от ориентации канала в поле сил тяжести и от направления движения потока по отношению к вектору этой силы.

Один из современных подходов к установлению областей конструктивных и режимных параметров, при которых можно гарантировать отсутствие неустойчивого течения теплоносителя применительно к условиям работы реакторов с водой сверхкритического давления, заключается в выборе обобщенных безразмерных параметров, определяющих границы областей устойчивого течения сверхкритических сред в каналах [4]:

$$N_1 = (\beta_m/c_{p,m}) \cdot (h_m - h_{вх}), \quad (1)$$

$$N_2 = (\beta_m/c_{p,m}) \cdot (Q/G), \quad (2)$$

где Q – подведенная к теплоносителю в канале мощность; G – расход жидкости в канале; β_m и $c_{p,m}$ – коэффициент объемного расширения и удельная теплоемкость в псевдокритической точке. Эти параметры, по сути своей, являются аналогами безразмерных комплексов, которые уже использовались для описания границ устойчивости на карте режимов течения двухфазных потоков [6]. Первый параметр N_1 можно рассматривать как величину, характеризующую «недогрев» жидкости на входе в канал до псевдокритической температуры, второй же параметр N_2 определяет изменение состояния потока сверхкритической среды в результате подвода к ней теплоты. Пример карты с координатами N_1 , N_2 для режимов течения жидкостей при

сверхкритических давлениях показан на рис. 1 [5].

Пороговые значения определяющих параметров, представленные на рисунке линиями 1 – 4, получены в итоге расчетов по линеаризованной модели, проведенных для воды ($p = 25$ МПа), а также для других сред – диоксида углерода (8,0 МПа), фреона-23 (5,7 МПа) и аммиака (15,0 МПа). Расчеты [5] были выполнены для канала в виде равномерно обогреваемой по длине круглой трубы вертикальной или горизонтальной ориентации. Внутренний диаметр трубы 8,36 мм, длина 4,27 м, шероховатость стенки 25 мкм. Коэффициент местного сопротивления на входе в трубу был постоянным, его значение принято равным 20. Коэффициент местного сопротивления на выходе из трубы изменялся в пределах от 20-ти до двух.

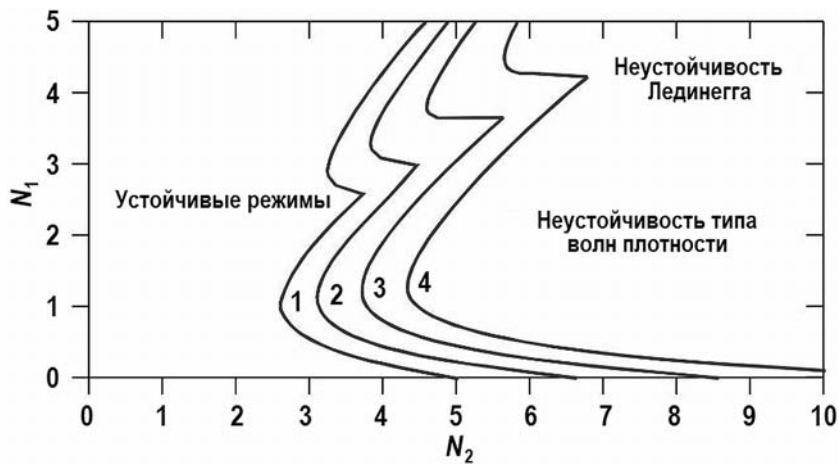


Рис. 1. Карта режимов течения среды сверхкритических параметров в круглой трубе (коэффициент местного сопротивления на входе $z_{вх} = 20$; коэффициент местного сопротивления на выходе $z_{вых}$: 1 – 20; 2 – 10; 3 – 5; 4 – 2)

Была выполнена проверка пригодности параметров N_1 и N_2 при общем описании устойчивости системы. С помощью программного кода RELAP5 в [5] были выполнены расчеты теплогидравлических процессов в канале с водой сверхкритических параметров при давлении 25 МПа (температура на входе 280°C, расход теплоносителя 0,055 кг/с, линейная мощность тепловыделения 25 кВт/м), имитирующие ситуацию при пиковой мощности в реакторе. При обнаружении начала колебаний фиксировались соответствующие значения безразмерных параметров N_1 и N_2 . В результате рассматриваемые условия в канале были определены как устойчивые и расположенные достаточно далеко от границ неустойчивой области.

В работе [7] представлен анализ теплогидравлической устойчивости равномерно нагреваемого канала при сверхкритическом давлении воды частотным и временным методами на основе одномерной модели. При выбранных в проектируемых реакторах SCWR параметрах теплоносителя неустойчивости типа Лединегга и колебаний перепада давления практически исключались, поэтому исследовались условия, когда в сверхкритической водной среде возникают волны плотности. Проводя аналогию между потоками среды до- и сверхкритического давления, в результате для построения карт устойчивости режимов течения воды сверхкритического давления авторы [7] предложили два безразмерных комплекса:

$$N_1' = [(v_{вых} - v_{вх})/v_{вх}](L_0/L_H), \quad (3)$$

$$N_2' = (v_{вых} - v_{вх})/v_{вх}, \quad (4)$$

физический смысл которых подобен рассмотренному ранее для N_1 и N_2 . В данном случае изменение состояния сверхкритической среды вследствие нагрева в кана-

ле длиной L_H (безразмерное число N_2' , формула (4)) выражено через разность удельных объемов v флюида на входе и выходе по отношению к значению этого же параметра на входе в канал, а безразмерный «недогрев» сверхкритической воды (число N_1' , формула (3)) вычисляется как доля L_0/L_H числа N_2' , где L_0 – расстояние от входа, на котором достигается значение температуры T_0 , определяющее начало «псевдофазового перехода». В расчетах при давлении воды 25 МПа в данной работе условно принято $T_0 = 350^\circ\text{C}$. В случае равномерного по длине канала подогрева воды отношение L_0/L_H можно заменить на $(h_0 - h_{\text{вх}})/(h_{\text{вых}} - h_{\text{вх}})$, где h_0 – однозначная функция температуры T_0 при заданном давлении.

Работа [8] посвящена исследованию теплогидравлической устойчивости реактора US SCWR частотным методом в приближении одноканальной модели. Показано, что устойчивая работа реактора может быть обеспечена установкой на входе в ТВС дроссельных устройств с необходимыми значениями коэффициентов местных сопротивлений. Теплоемкость топлива позволяет смягчить колебания расхода теплоносителя. Нагрев водяных элементов замедлителя повышает устойчивость расхода восходящего потока теплоносителя в результате того, что часть тепла от топлива передается водяным элементам и температура воды на входе в активную зону при смешении потоков растет. Таким образом, при выбранной схеме движения потоков, нагрев водяных элементов приводит к уменьшению средней плотности теплоносителя и росту его средней скорости, что обеспечивает сокращение времени передвижения теплоносителя по каналам. Увеличение расхода воды замедлителя повышает устойчивость. Проведенные расчеты выявили более высокую, чем в BWR, чувствительность реактора SCWR к изменению рабочих параметров. По мнению авторов [8], это говорит о недостаточности классического метода анализа устойчивости с помощью принятого за рубежом критерия DR (decay ratio), количественной характеристикой которого считается отношение амплитуд следующих друг за другом колебаний параметров системы (чем меньше DR , тем быстрее затухают колебания). Однако даже достаточно малое значение DR не отражает в полной мере запас устойчивости для конкретной конструкции SCWR. Предполагается, что степень устойчивости можно оценить путем определения чувствительности критерия DR к изменению условий эксплуатации ядерной энергетической установки.

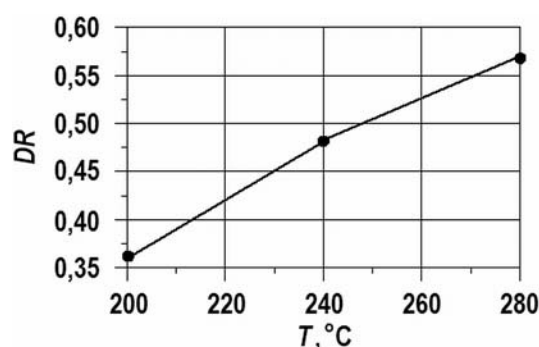


Рис. 2. Влияние температуры воды на входе в активную зону на теплогидравлическую устойчивость [9]

В работе [9] описано исследование теплогидравлической устойчивости реактора SCLWR-H с помощью линейного анализа частотным методом. Несмотря на низкое значение расхода теплоносителя и большое изменение его плотности в активной зоне SCLWR-H теплогидравлическая устойчивость может поддерживаться как при номинальном режиме работы, так и в условиях пуска реактора при постоянном сверхкритическом давлении. Это возможно благодаря увеличению коэффициента местного сопротивления на входе в ТВС. Отмечено, что границы области устойчивости также

могут быть расширены при уменьшении отношения мощности реактора к расходу теплоносителя или путем уменьшения температуры на входе в активную зону, при этом значения критерия DR уменьшаются (рис. 2).

Исследования [10, 11] проведены для тепловой и быстрой областей активной зоны концепции реактора со смешанным спектром нейтронов SCWR-M соответственно. Выполнен линейный анализ теплогидравлической устойчивости по отношению к возмущениям типа «волн плотности» частотным и временным методами и установлены границы устойчивости.

Результаты анализа частотным методом показали, что расход теплоносителя в тепловой области устойчив в широком диапазоне режимных параметров. Рост массового расхода теплоносителя оказывает положительное влияние на устойчивость системы. Была выявлена важность вторых собственных частот системы. Это привело к необходимости проведения нелинейного анализа устойчивости. Анализ временным методом показал, что колебания массового расхода воды на входе и выходе каждого канала не совпадают по фазе. По-видимому, это было связано с использованием фиксированного граничного значения расхода на входе в каналы.

Определена устойчивость быстрой зоны SCWR-M в широком диапазоне условий эксплуатации. Устойчивость системы параллельных каналов обуславливается самым горячим каналом, параметры которого наиболее подвержены колебаниям в неустойчивом состоянии находится система. Увеличение массового расхода теплоносителя положительно влияет на устойчивость. Системы с равномерным осевым распределением мощности менее устойчивые, нежели системы с косинусоидальным или вилкообразным распределением.

Результаты анализа двумя методами в обеих работах хорошо согласуются в оценке предельной устойчивости системы.

Авторы [12] описали результаты проверки полученных ими же ранее экспериментальных данных по теплогидравлической устойчивости параллельных каналов. Анализ проводился с помощью одномерного программного кода, в котором реализован временной метод исследования устойчивости. Выполнено сравнение трех различных моделей геометрии рабочего участка. Результаты расчета и эксперимента хорошо согласуются между собой, что позволяет говорить о допустимости применения одномерного кода для определения границ устойчивости течения в параллельных каналах среды сверхкритического давления. Исследование влияния геометрии показало недопустимость исключения входной и выходной секций при численном анализе устойчивости расхода теплоносителя. Предложена относительно простая геометрическая модель для обобщенного численного анализа устойчивости. Отмечено, что на устойчивость системы негативно влияют высокая температура теплоносителя на входе в рабочий участок и высокий массовый расход теплообменной среды.

В работе [13] изложено исследование теплогидравлической устойчивости реактора CSR1000 частотным методом с использованием одномерной численной модели.

Обнаружено, что область параметров, в которой наблюдается теплогидравлическая неустойчивость, напрямую определяется точкой достижения теплоносителем псевдокритической температуры. Кроме того, граница области устойчивости CSR1000 сильно зависит от принятого в расчетах значения коэффициента гидравлического сопротивления. Отмечено, что в зависимости от режимных параметров в реакторе возможно проявление как неустойчивости Лединега, так и неустойчивости типа «волн плотности».

В работе [14] представлены расчетные исследования апериодической и периодической устойчивости течения теплоносителя в ТВС реактора ВВЭР-СКД. Проведен

анализ чувствительности устойчивости реактора к величине массового расхода воды, а также к значениям коэффициентов гидравлического сопротивления дистанционирующих решеток, нижней опорной решетки и головки ТВС. Результаты расчетов показали, что многозначность гидродинамических характеристик ТВС не наблюдается, следовательно, аperiodическая неустойчивость течения теплоносителя отсутствует. Для обеспечения периодической устойчивости течения теплоносителя необходимо использование дросселирующих устройств с коэффициентом местного гидравлического сопротивления, большим 12-ти.

Работа [15] посвящена определению области неустойчивости расхода теплоносителя в первом контуре циркуляции двухконтурной АЭС и во втором контуре парогенератора (ПГ) для номинального режима работы реакторной установки ПСКД-600 в зависимости от определяющих параметров, а также области устойчивости расхода в изолированных параллельных каналах активной зоны реактора с учетом неравномерности тепловыделения по различным группам ТВС. Использован частотный и временной методы для одномерной гомогенной модели потока теплоносителя. Показано, что устойчивость расхода теплоносителя в обоих контурах при номинальном режиме ПСКД-600 обеспечена с запасом. Отмеченный факт подтвержден расчетами переходных процессов.

В работе [16] временным методом исследована теплогидравлическая неустойчивость течения в двух параллельных каналах с водой сверхкритического давления. Неустойчивость расхода теплоносителя изучалась с помощью метода малых возмущений. Получена граница предельной устойчивости, а также определена чувствительность теплогидравлической устойчивости к различным параметрам, таким как массовый расход теплоносителя, тепловой поток, температура воды на входе в каналы и давление в системе.

Показано, что большое влияние на устойчивость оказывает перепад давления, изменение значения и распределение массового расхода теплоносителя между обогреваемыми каналами. Устойчивость параллельных каналов, в основном, определяется перепадом давления. При увеличении массового расхода и давления в системе, а также при уменьшении теплового потока повышается устойчивость расхода в параллельных каналах. Безразмерный анализ границ теплогидравлической устойчивости указывал на аналогию определяющих критериев в системах с водой до- и сверхкритического давления. Влияние температуры на входе неоднозначно при низких и высоких значениях «псевдо-недогрева» воды. Небольшие изменения плотности теплоносителя и перепада давления вызывают неустойчивость в параллельных каналах. Отмечена важность учета эффектов запаздывания и обратных связей между массовым расходом, плотностью среды и перепадом давления.

В [17, 18] изложено исследование теплогидравлической устойчивости реактора типа CANDU с водой сверхкритического давления. Работы проведены временным методом в двух вариантах: на основе одноканальной модели и модели системы параллельных каналов. Определены условия, при которых возможно возникновение колебаний в виде «волн плотности». Изучено влияние на устойчивость реактора различных параметров, таких как массовый расход теплоносителя, рабочее давление, профиль осевого теплового потока, коэффициент местного сопротивления и коэффициент трения.

Утверждается, что прогнозирование границ устойчивости течения с помощью одноканальной модели может быть неточным из-за того, что в этой модели не учитываются радиальное изменение мощности тепловыделения в реакторе и возможность возникновения неустойчивости в виде находящихся в противофазе колебаний расхода теплоносителя в параллельных каналах.

НЕЙТРОННО-ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ

При анализе нейтронно-теплогидравлической устойчивости учитывается, что тот или иной вид неустойчивости течения теплоносителя в конкретной реакторной установке всегда должен рассматриваться как комплексное явление, в котором одновременно участвуют различные процессы (гидродинамические, тепловые, нейтронно-физические), протекающие при определенных граничных условиях и тесно связанные с особенностями схемы и конструкции данной установки.

В работе [19] для изучения нейтронно-теплогидравлической устойчивости SCLWR-H была разработана математическая модель на основе уравнений теплогидравлики и точечной нейтронной кинетики, а также температурной динамики твэлов. Были рассмотрены случаи работы реактора на номинальной мощности, при частичных нагрузках, а также во время подъема мощности при пуске реактора в условиях постоянного сверхкритического давления.

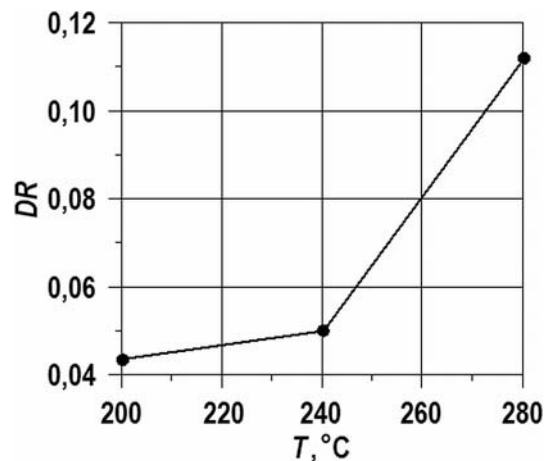


Рис. 3. Влияние температуры воды на входе в активную зону на нейтронно-теплогидравлическую устойчивость [19]

Отмечено, что нейтронно-физические эффекты оказывают существенное влияние на устойчивость реактора. Это иллюстрирует сопоставление показателей колебаний системы DR , рассчитанных по теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической моделям (см. рис. 2, 3).

Установлено, что в целом конструкция SCLWR-H удовлетворяет требованиям нейтронно-теплогидравлической устойчивости при работе реактора на номинальной мощности. Неустойчивость может возникать при малых нагрузках. Негативное влияние при этом оказывает эффект обратной связи с плотностью замедлителя. Увеличение плотностного коэффициента реактивности снижает устойчивость. Вследствие большой по времени задержки теплопередачи воде в стержнях замедлителя совместное рассмотрение взаимодействующих между собой нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик приобретает особое значение при анализе устойчивости данного типа реактора.

Результаты исследования теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической устойчивости реактора US SCWR, полученные с применением частотного метода к одномерной численной модели, представлены в работах [20, 21].

Расчеты неустойчивостей, когда колебания рабочих параметров совпадают по фазе в пределах всей активной зоны, показали, что в нормальных условиях такие колебания быстро затухают. Скорость этого процесса характеризуется полученными значениями DR , которые в случаях теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической неустойчивости равны соответственно 0,20 и 0,007, что существенно ниже предельных значений,

обычно принимаемых при оценке стабильности BWR (0,5 и 0,25). Анализ чувствительности показал, что увеличение коэффициента местных сопротивлений на входных участках повышает устойчивость системы, а увеличение коэффициента обратной связи по плотности теплоносителя снижает ее. По сравнению с осевым профилем мощности тепловыделения косинусоидальной формы равномерный профиль повышает устойчивость, а скошенный книзу асимметричный профиль понижает ее. Показано, что для данного реактора характерна слабая связь нейтронной кинетики с теплогидравликой. Основным замедлителем нейтронов в данном случае являются водяные стержни, в которых колебания плотности воды незначительны, кроме того, большая по сравнению с BWR подкритичность первого подкритического режима обеспечивает быстрое затухание нейтронных осцилляций.

В работе [22] описано исследование теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической устойчивости концепции SCWR, выполненное частотным методом. Выявлена устойчивость данной реакторной установки в номинальном рабочем диапазоне параметров, обнаружена высокая чувствительность устойчивости системы к значению массового расхода теплоносителя при переходных процессах.

ОБОБЩАЮЩИЕ ЗАМЕЧАНИЯ

Приведем сводную таблицу, где кроме назначения и основных характеристик расчетных моделей представлены дополнительные сведения, касающиеся использования соотношений для определения коэффициентов трения и теплоотдачи на стенках каналов при анализе теплогидравлической устойчивости.

Таблица 1

Назначение и основные характеристики расчетных моделей в работах [7 – 22]

Работа	Моделируемый реактор p , МПа; $T_{вх/вых}$, °С	Теплогидравлическая модель ¹⁾	Соотношения для коэф-та трения ²⁾	Соотношения для коэф-та теплоотдачи ³⁾	Нейтронно-физическая модель
[7]	SCWR 25; 280/500	О	Ha	–	–
[8]	US SCWR 25; 280/500	О	–	D-B	–
[9]	SCLWR-H 25; 280/500	О	Bl	K-O	–
[10]	SCWR-M 25; 280/407,7	ПК	–	–	–
[11]	SCWR-M 25; 407,7/510	ПК	Bl-McA	–	–
[12]	SCWR 25; 220/450	ПК	Ha	–	–
[13]	CSR1000 25; 280/500	О	Ha, Bl, Ф	K-O	–
[14]	ВВЭР-СКД 24,5; 290/540	О	–	–	–
[15]	ПСКД-600 24,5; 390/500	О	–	–	–
[16]	SCWR 25; 280/500	ПК	Bl-McA	–	–
[17]	CANDU SCWR 25; 350/625	О	Ch-Ch, C-W, Ф	–	–
[18]	CANDU SCWR 25; 350/625	ПК	Ch-Ch	–	–
[19]	SCLWR-H 25; 280/500	О	Bl	K-O	Точечная, 6 групп
[20]	US SCWR 25; 280/500	О	–	–	Точечная
[21]	US SCWR 25; 280/500	О	–	–	Точечная
[22]	SCWR 25; 280/500	О	Ф, П	М	Точечная, 6 групп

¹⁾ О – одноканальная; ПК – параллельные каналы
²⁾ Ha – Haaland; Bl – Blasius; Ф – Филоненко; McA – McAdams; Ch-Ch – Churchill-Chu;
C-W – Colebrook-White; П – Попов
³⁾ D-B – Dittus-Boelter; K-O – Koshizuka-Oka; M – Mokry

На основании данных таблицы можно отметить следующее. Из всех работ лишь в двух [11, 15] рассматривались особенности теплогидравлической устойчивости ре-

акторов, в которых температура теплоносителя на входе в активную зону превышала псевдокритическое значение при заданном давлении.

Для установления границ устойчивости течения сверхкритического теплоносителя использовались расчетные схемы разной степени сложности, включая трехмерные теплогидравлические, а также комплексные нейтронно-теплогидравлические модели. Показано, что предварительный обобщенный анализ устойчивости может быть выполнен частотным или временным методом при помощи одномерных одноканальных моделей.

В случае одномерных одноканальных моделей плотность теплового потока на стенках канала обычно является заданной величиной, постоянной или функцией, изменяющейся по длине канала. Таким образом, гидродинамическая связь между смежными каналами, объединенными входными и выходными коллекторами в активной зоне, не учитывается, выпадает из рассмотрения и тепловое взаимодействие рассматриваемого канала с его окружением. В этом отношении модели, включающие в себя два и более параллельных каналов, обладают несомненным преимуществом.

Заслуживает внимания разработка одномерных моделей, в которых рассматривается теплообмен между теплоносителем, движущимся в ячейках между тепловыделяющими и другими элементами конструкции активной зоны в нестационарных (переходных) режимах, когда теплоемкость материалов может играть заметную роль.

В тепловых SCWR, где замедлителем нейтронов являются так называемые водяные стержни, учет теплообмена между этими стержнями и теплоносителем особенно важен, так как изменение температуры водяного стержня, а следовательно, и плотности замедлителя, может привести к нейтронно-теплогидравлической неустойчивости.

В любом случае учет сопротивления трения и теплообмена в каналах с водой сверхкритических параметров должен осуществляться с применением соотношений, специально разработанных для случая значительного изменения теплофизических свойств теплоносителя с температурой и давлением вблизи критической точки.

Важно иметь в виду, что при сверхкритическом давлении в окрестности «псевдофазового перехода» закономерности сопротивления трения могут иметь особенности, а теплообмен по своему характеру может сильно изменяться, в зависимости от условий он может быть нормальным, улучшенным или ухудшенным. Соотношения для коэффициентов трения и теплоотдачи должны быть апробированы для использования в расчетах таких сложных конструкций, как ТВС ядерных реакторов. К сожалению, изложенные соображения, как это видно из табл. 1, в перечисленных одномерных моделях в большинстве случаев не соблюдаются.

Что касается трехмерных моделей, в которых детальный расчет характеристик течения осуществляется с помощью современных CFD-кодов, то следует отметить, что методы определения коэффициентов турбулентного переноса количества движения и тепла в средах сверхкритического давления пока еще недостаточно разработаны. Результаты, полученные таким образом, не являются вполне надежными и поэтому не имеют особых преимуществ по сравнению с данными, найденными по одномерным моделям, в которых используются средние по сечению канала параметры и эмпирические коэффициенты сопротивления и теплообмена.

Несомненно, для получения рекомендаций, необходимых при обосновании устойчивой работы и безопасности любой ядерной энергетической установки, следует использовать комплексные нейтронно-теплогидравлические расчетные модели, в полной мере учитывающие обратные связи между реактивностью реактора, перепадом давления, расходом и температурой теплоносителя.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Главная особенность устойчивости течения теплоносителя в активной зоне ядерных реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления, связана с сильной зависимостью физических свойств воды от температуры и давления в области «псевдо-фазового перехода» вблизи критической точки.

По традиции и аналогии с кипящим теплоносителем в расчетных исследованиях теплогидравлической устойчивости систем с водой сверхкритического давления используются частотный и временной методы анализа с применением моделей процесса разного уровня сложности. Наибольшее развитие получили одномерные нестационарные модели с одним или двумя каналами, объединенными входным и выходным коллекторами. По результатам расчетов с такими моделями получен ряд полезных параметрических и обобщенных зависимостей, определяющих границы существования устойчивых режимов течения и теплосъема.

Дальнейшее усовершенствование расчетных моделей предполагает включение в исследуемый нестационарный процесс гидродинамического и теплового взаимодействия рассматриваемого канала (ячейки) с теплоносителем с окружающими элементами активной зоны (смежные каналы, твэлы, водяные стержни замедлителя и др.). При этом в качестве замыкающих соотношений для сопротивления трения и теплоотдачи преимущественно должны использоваться универсальные зависимости, учитывающие как переменность свойств воды, так и возможность смены режимов течения и теплообмена. Эти зависимости должны быть апробированы для применения в расчетах конструкций, максимально приближенных к реальным ТВС ядерных реакторов.

Окончательные выводы о надежности и безопасности работы ядерной энергетической установки в номинальных и переходных режимах должны опираться на результаты расчетов, выполненных с использованием комплексных моделей нейтронно-теплогидравлической устойчивости, построенных на основе современных достижений в области нейтронной физики и теплофизики.

Литература

1. Bergles A.E. Review of instabilities in two-phase systems. // Two-Phase Flows and Heat Transfer. – 1977. – Vol. 1. – PP. 383-422.
2. Ядигароглу Г. Неустойчивость двухфазного потока и распространение возмущений. / В книге Делайе Дж., Гуо М., Ритмюллер М. Теплообмен и гидродинамика двухфазных потоков в атомной и тепловой энергетике. Пер. с англ. под ред. д. т. н. П. Л. Кириллова. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – Гл. 17. – С. 271-307.
3. Ambrosini W. On the analogies in the dynamic behaviour of heated channels with boiling and supercritical fluids. // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – Vol. 237. – PP. 1164-1174. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.01.006>.
4. Ambrosini W., Sharabi M. Dimensionless parameters in stability analysis of heated channels with fluids at supercritical pressures. // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – Vol. 238. – PP. 1917-1929. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.09.008>.
5. Ambrosini W., Bilbao y Leon S., Yamada K. Results of the IAEA benchmark exercise on flow stability in heated channels with supercritical fluids. // The V-th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-5). March 13-16, 2011. – Vancouver, Canada. – P. 115.
6. Saha P., Zuber N. An analytical study of the thermally induced two-phase flow instabilities including the effect of thermal non-equilibrium. // International Journal of Heat and Mass Transfer. – 1978. – Vol. 21. – PP. 415-426. DOI: [https://doi.org/10.1016/0017-9310\(78\)90075-3](https://doi.org/10.1016/0017-9310(78)90075-3).
7. Gomez T.O., Class A., Lahey R.T., Schulenberg T. Stability analysis of a uniformly heated

- channel with supercritical water. // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – Vol. 238. – PP. 1930-1939. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.10.031>.
8. *Zhao J., Saha P., Kazimi M.S.* Hot-channel stability of supercritical water-cooled reactors-II: Effect of water rod heating and comparison with BWR stability. // Nuclear Technology. – 2007. – Vol. 158. – PP. 174-190. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT07-A3834>.
9. *Yi T.T., Koshizuka S., Oka Y.* A linear stability analysis of supercritical water reactors, (I) Thermal-hydraulic stability. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2004. – Vol. 41. – PP. 1166-1175. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9726345>.
10. *Liu P., Hou D., Lin M., Kuang B., Yang Y.* Stability analysis of parallel-channel systems under supercritical pressure with heat exchanging. // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 69. – PP. 267-277. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.02.021>.
11. *Hou D., Lin M., Liu P., Yang Y.* Stability analysis of parallel-channel systems with forced flows under supercritical pressure. // Annals of Nuclear Energy. – 2011. – Vol. 38. – PP. 2386-2396. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.07.021>.
12. *Xiong T., Yan X., Huang S., Yu J., Huang Y.* Modeling and analysis of supercritical flow instability in parallel channels. // International Journal of Heat and Mass Transfer. – 2013. – Vol. 57. – PP. 549-557. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2012.08.046>.
13. *Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G., Xia B.* Flow instability analysis of supercritical water-cooled reactor CSR1000 based on frequency domain. // Annals of Nuclear Energy. – 2012. – Vol. 49. – PP. 70-80. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.06.023>.
14. *Ягов П.В., Чуркин А.Н., Мохова О.В.* Анализ теплогидродинамической устойчивости течения теплоносителя и неравномерности подогревов в тепловыделяющих сборках ВВЭР-СКД. // ВАИТ. Серия: «Обеспечение безопасности АЭС». – 2011. – Вып. 29. – С. 82-91.
15. *Чистов А.С., Савихин О.Г., Овчинников В.Ф., Николаев М.Я.* Исследование устойчивости расхода теплоносителя в двухконтурной АЭС с реактором ВВЭР СКД. // Проблемы прочности и пластичности. – 2015. – Т. 77. – № 3. – С. 309-318. DOI: <https://doi.org/10.32326/1814-9146-2015-77-3-309-318>.
16. *Su Y., Feng J., Zhao H., Tian W., Su G., Qiu S.* Theoretical study on the flow instability of supercritical water in the parallel channels. // Progress in Nuclear Energy. – 2013. – Vol. 68. – PP. 169-176. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.06.005>.
17. *Dutta G., Zhang C., Jiang J.* Analysis of flow induced density wave oscillations in the CANDU supercritical water reactor. // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – Vol. 286. – PP. 150-162. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.02.007>.
18. *Dutta G., Zhang C., Jiang J.* Analysis of parallel channel instabilities in the CANDU super-critical water reactor. // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 83. – PP. 264-273. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.04.023>.
19. *Yi T.T., Koshizuka S., Oka Y.* A linear stability analysis of supercritical water reactors, (II) Coupled neutronic thermal-hydraulic stability. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2004. – Vol. 41. – PP. 1176-1186. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9726346>.
20. *Buonigiorno J., MacDonald P.E.* Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report for the FY-03 Generation-IV. R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S. // Report INEEL/EXT03-03-01210. – Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, USA. – 2003.
21. *Zhao J., Saha P., Kazimi M.S.* Coupled neutronic and thermal-hydraulic out-of-phase stability of supercritical water-cooled reactors. // Nuclear Technology. – 2008. – Vol. 164. – PP. 20-33. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT08-A4005>.
22. *Cervi E., Cammi A.* Stability analysis of the supercritical water reactor by means of the root locus criterion. // Nuclear Engineering and Design. – 2018. – Vol. 338. – PP. 137-157. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.08.004>.

Поступила в редакцию 16.06.2021 г.

Авторы

Суджян Артавазд Манукович, аспирант

E-mail: artavazd1994@gmail.com

Деев Виктор Иосифович, профессор, д.т.н.

E-mail: VIDeev@mephi.ru

Харитонов Владимир Степанович, доцент, к.т.н.

E-mail: VSKharitonov@mephi.ru

UDC 621.039.51

ANALYSIS OF NUMERICAL STUDIES INTO THE THERMAL-HYDRAULIC AND COUPLED NEUTRONIC AND THERMAL-HYDRAULIC STABILITY OF SUPERCRITICAL WATER REACTORS

Sudzhyan A.M., Deev V.I., Kharitonov V.S.

National Research Nuclear University MEPhI

31 Kashirskoe Hwy, 115409 Moscow, Russia

ABSTRACT

The paper presents a review of modern studies into the potential types of the supercritical reactor core coolant flow instabilities. Instabilities affect adversely the operating safety of nuclear power plants. Despite an impressive number of numerical studies on the subject, there are problems which remain unsolved. This is largely explained by drawbacks in numerical reactor models. The major of these are the use of one simulated channel instead of a system of two or more parallel channels, the lack of consideration of neutronic feedbacks, and a problem of choosing calculated ratios for the heat-transfer coefficient and the hydraulic resistance coefficient in conditions of a supercritical water flow. Based on this, a decision was made to undertake an analysis which will make it possible to identify these problems and to formulate, on their basis, general requirements to the model of a nuclear reactor with supercritical light-water coolant. The need has been noted for building improved numerical models for the integrated analysis of interlinked hydrodynamic, thermal and neutronic processes in the reactor plant's cooling channels with regard for the peculiarities of the flow and heat exchange in water with highly variable properties.

Key words: nuclear reactor, supercritical water, flow instabilities, numerical models.

REFERENCES

1. Bergles A.E. Review of Instabilities in Two-Phase Systems. *Two-Phase Flows and Heat Transfer*. 1977, v. 1, pp. 383-422.
2. Yadigaroglu G. Instability of Two-Phase Flow and Propagation of Disturbances. In: Delhaye J.M., Giot M., Rietmuller M.L. *Thermohydraulics of Two-Phase Systems for Industrial Design and Nuclear Engineering*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1984, ch. 17, pp. 271-307 (in Russian).
3. Ambrosini W. On the Analogies in the Dynamic Behaviour of Heated Channels with Boiling and Super-Critical Fluids. *Nuclear Engineering and Design*. 2007, v. 237, pp. 1164-1174; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.01.006>.

4. Ambrosini W., Sharabi M. Dimensionless Parameters in Stability Analysis of Heated Channels with Fluids at Supercritical Pressures. *Nuclear Engineering and Design*. 2008, v. 238, pp. 1917-1929; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.09.008>.
5. Ambrosini W., Bilbao y Leon S., Yamada K. Results of the IAEA Benchmark Exercise on Flow Stability in Heated Channels with Supercritical Fluids. *The V-th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-5)*. March 13-16, 2011, Vancouver, Canada, p. 115.
6. Saha P., Zuber N. An Analytical Study of the Thermally Induced Two-Phase Flow Instabilities Including the Effect of Thermal Non-Equilibrium. *International Journal of Heat and Mass Transfer*. 1978, v. 21, pp. 415-426; DOI: [https://doi.org/10.1016/0017-9310\(78\)90075-3](https://doi.org/10.1016/0017-9310(78)90075-3).
7. Gomez T.O., Class A., Lahey R.T., Schulenberg T. Stability Analysis of a Uniformly Heated Channel with Supercritical Water. *Nuclear Engineering and Design*. 2008, v. 238, pp. 1930-1939; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.10.031>.
8. Zhao J., Saha P., Kazimi M.S. Hot-Channel Stability of Supercritical Water-Cooled Reactors-II: Effect of Water Rod Heating and Comparison with BWR Stability. *Nuclear Technology*. 2007, v. 158, pp. 174-190; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT07-A3834>.
9. Yi T.T., Koshizuka S., Oka Y. A Linear Stability Analysis of Supercritical Water Reactors, (I) Thermal-Hydraulic Stability. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2004, v. 41, pp. 1166-1175; DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9726345>.
10. Liu P., Hou D., Lin M., Kuang B., Yang Y. Stability Analysis of Parallel-Channel Systems under Super-Critical Pressure with Heat Exchanging. *Annals of Nuclear Energy*. 2014, v. 69, pp. 267-277; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.02.021>.
11. Hou D., Lin M., Liu P., Yang Y. Stability Analysis of Parallel-Channel Systems with Forced Flows under Supercritical Pressure. *Annals of Nuclear Energy*. 2011, v. 38, pp. 2386-2396; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.07.021>.
12. Xiong T., Yan X., Huang S., Yu J., Huang Y. Modeling and Analysis of Supercritical Flow Instability in Parallel Channels. *International Journal of Heat and Mass Transfer*. 2013, v. 57, pp. 549-557; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2012.08.046>.
13. Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G., Xia B. Flow Instability Analysis of Supercritical Water-Cooled Reactor CSR1000 Based on Frequency Domain. *Annals of Nuclear Energy*. 2012, v. 49, pp. 70-80; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.06.023>.
14. Yagov P.V., Churkin A.N., Mokhova O.V. Analysis of the Thermohydrodynamic Stability of the Coolant Flow and Uneven Heating in VVER-SKD Fuel Assemblies. *VANT. Ser: Obespechenie Bezopasnosti AES*. 2011, iss. 29, pp. 82-91 (in Russian).
15. Chistov A.S., Savikhin O.G., Ovchinnikov V.F., Nikolaev M.Y. Investigation of the Stability of the Coolant Flow Rate in a Two-Circuit NPP with a VVER SKD Reactor. *Problemy Prochnosti i Plastichnosti*. 2015, v. 77, no. 3, pp. 309-318; DOI: <https://doi.org/10.32326/1814-9146-2015-77-3-309-318> (in Russian).
16. Su Y., Feng J., Zhao H., Tian W., Su G., Qiu S. Theoretical Study on the Flow Instability of Supercritical Water in the Parallel Channels. *Progress in Nuclear Energy*. 2013, v. 68, pp. 169-176; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.06.005>.
17. Dutta G., Zhang C., Jiang J. Analysis of Flow Induced Density Wave Oscillations in the CANDU Su-Percritical Water Reactor. *Nuclear Engineering and Design*. 2015, v. 286, pp. 150-162; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.02.007>.
18. Dutta G., Zhang C., Jiang J. Analysis of Parallel Channel Instabilities in the CANDU Supercritical Water Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, v. 83, pp. 264-273; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.04.023>.
19. Yi T.T., Koshizuka S., Oka Y. A Linear Stability Analysis of Supercritical Water Reactors, (II) Coupled Neutronic Thermal-Hydraulic Stability. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2004, v. 41, pp. 1176-1186; DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9726346>.
20. Buongiorno J., MacDonald P.E. Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report

for the FY-03 Generation-IV. R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S. Report *INEEL/EXT03-03-01210*. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, USA, 2003.

21. Zhao J., Saha P., Kazimi M.S. Coupled Neutronic and Thermal-Hydraulic Out-of-Phase Stability of Supercritical Water-Cooled Reactors. *Nuclear Technology*. 2008, v. 164, pp. 20-33; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT08-A4005>.

22. Cervi E., Cammi A. Stability Analysis of the Supercritical Water Reactor by Means of the Root Locus Criterion. *Nuclear Engineering and Design*. 2018, v. 338, pp. 137-157; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.08.004>.

Authors

Sudzhyan Artavazd Manukovich, PhD Student,

E-mail: artavazd1994@gmail.com;

Deev Viktor Iosifovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: VIDeev@mephi.ru

Kharitonov Vladimir Stepanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: VSKharitonov@mephi.ru.