

Г. И. Шараевский*, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, И. Г. Шараевский

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина

*Ответственный автор: yura.sharayevskij@gmail.com

ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ КРИЗИСА ТЕПЛОТДАЧИ В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Рассмотрены актуальные проблемы обеспечения надежности результатов математического компьютерного моделирования режимов эксплуатации водоохлаждаемых ядерных реакторов. Выполнен анализ адекватности программных компьютерных комплексов, предназначенных для расчета основных параметров безопасности реакторов типа ВВЭР. Основное внимание уделено методологии определения теплофизических параметров безопасности активных зон реакторных установок на основе использования современных теплогидравлических кодов. Этот расчет основан на определении локальных теплогидравлических параметров потока теплоносителя в стержневых сборках тепловыделяющих элементов. Представлены результаты сравнения выполненных экспериментов по определению основных теплогидравлических параметров потока в характерных субканалах стержневыхборок тепловыделяющих элементов с данными расчета этих параметров на основе вышеуказанных компьютерных кодов. Особое внимание уделено анализу экспериментальных и расчетных данных относительно определения условий возникновения кризиса теплоотдачи в стержневых сборках тепловыделяющих элементов. Рассмотрены основные направления совершенствования современных теплогидравлических кодов с целью повышения надежности определения теплофизических параметров безопасности водоохлаждаемых ядерных реакторов.

Ключевые слова: водоохлаждаемые реакторы, параметры безопасности, теплогидравлические коды, кризис теплоотдачи.

Тепловыделяющие сборки (ТВС) водоохлаждаемых ядерных реакторов (ВОЯР) конструктивно представляют собой пучки цилиндрических тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), омываемых одно- или двухфазным потоком теплоносителя. При этом пространственное положение отдельных ТВЭЛ фиксируется с помощью дистанционирующих решеток. В соответствии с современными представлениями о физике кипения верхний предел форсирования процесса теплообмена на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ, а именно кризис теплоотдачи в пучке имеет локальный характер и возникает в той части поверхности теплоотдачи, около которой паросодержание оказывается наивысшим, а расход охлаждающей жидкости – минимальным. В этой связи следует отметить, что одной из приоритетных задач в структуре актуальной проблемы эффективного обоснования эксплуатационной безопасности ядерных энергоблоков является обеспечение высокой надежности расчетного определения аварийной теплоотдачи – критических тепловых потоков (КТП) – в ТВС ВОЯР на основе современных версий компьютерных теплогидравлических расчетных кодов (ТГРК). Согласно данным анализа, выполненного в работе [1], в указанных программных комплексах, включая ряд широко используемых ТГРК, в том числе RELAP (США), для расчета КТП, который

представляет собой верхний аварийный предел форсирования процесса теплоотдачи на поверхности ТВЭЛ в активной зоне (АкЗ) ВОЯР, применяются эмпирические соотношения, полученные на основе экспериментов в трубах, т.е. в цилиндрических каналах. Очевидно, что геометрически ТВС, т.е. реальные каналы АкЗ ВОЯР, существенно отличаются от труб, что не может не оказывать непосредственного влияния на точность расчетного определения значений КТП, получаемых на основе современных версий ТГРК. Выяснению физических причин такого влияния, а также оценке надежности расчетного определения КТП в ТВС ВОЯР и посвящена настоящая статья.

Как известно [1], при обработке данных с использованием локальных параметров в наиболее напряженной в тепловом отношении ячейке наблюдается лучшая сходимость результатов, полученных на разных пучках, чем при обработке по средним по сечению параметрам. Это указывает на целесообразность расчета кризиса теплообмена на основе локальных характеристик потока в пучке. Как подчеркивается в работе [2], одной из наиболее неотложных проблемных задач безопасности АЭС является локальная верификация базовых корреляций для расчета КТП в ТВС ВОЯР, которые уже реализованы и используются во всех версиях ТГРК улучшенной оцен-

© Г. И. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, И. Г. Шараевский, 2018

ки. Известно [1, 2], что для отечественных ЯЭУ с реакторами ВВЭР этими соотношениями следует пользоваться со значительной осторожностью, так как они дают существенно завышенные значения КТП при аварийных пониженных режимах параметров ВОЯР. Кроме того, они весьма неточно описывают экспериментальные данные даже для ТВС с квадратной решеткой, не говоря уже о сборках ТВЭЛ с гексагональной геометрией, характерной для отечественных реакторных установок. С момента появления указанных ТГРК расчетные соотношения для оценки КТП в реакторных каналах с учетом неравномерности распределения теплогидравлических параметров по сечению ТВС фактически не были верифицированы, начиная с первых модификаций этих программных комплексов. В то же время эта неравномерность реально имеет место и принципиально должна учитываться при расчете кризиса теплоотдачи в стержневых сборках. В частности, практически все версии ТГРК RELAP для расчета КТП в стержневых сборках используют корреляции, полученные в экспериментах с трубами. Согласно оценкам, выполненным в работах [3, 4], это обстоятельство предопределяет получение существенно завышенных расчетных данных по КТП, особенно в диапазоне пониженных (характерных для аварийных ситуаций) массовых расходов $1500...3000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$. Показательно, что широко используемая профильными организациями Украины одна из более поздних версий этого кода – RELAP-5/MOD3 – для расчета КТП предусматривает использование табличных данных по кризису теплоотдачи, полученных более 30 лет назад в экспериментах исключительно с трубами одного стандартного диаметра, а именно 0,008 м. Естественно, что экстраполяция получаемых таким образом расчетных значений КТП, экспериментально полученных только для труб, на существенно более сложные формы теплоотдающей поверхности, типичные дляборок ТВЭЛ, снижает достоверность получаемых результатов, что реально снижает адекватность оценок фактического состояния безопасности эксплуатации ядерных энергоблоков АЭС Украины.

Выполненный авторами анализ работ по кризису теплоотдачи при кипении в пучках стержней показывает, что вследствие неравномерности распределения теплогидравлических параметров потока по сечению обогреваемых стержневыхборок кризисные условия первоначально возникают лишь в отдельных, горячих ячейках. Игнорирование этого обстоятельства приводит к существенному расхождению результатов определения величины КТП ($q_{кр}$) по различным расчет-

ным рекомендациям, основанным на среднепучковых параметрах потока [5 - 7]. С учетом изложенного в настоящей статье представлены новые результаты анализа данных ранее выполненных с участием одного из авторов настоящей статьи на стенде НТУУ «КПИ» двух циклов экспериментальных исследований КТП: 1) в стержневых сборках ТВЭЛ с незначительной теплогидравлической неравноценностью элементарных ячеек; 2) в характерных для геометрии ТВС реакторов ВВЭР сборках ТВЭЛ с существенной теплогидравлической неравноценностью элементарных ячеек.

В первом случае при разработке экспериментальных участков форма и размеры были спроектированы таким образом, чтобы максимально обеспечить для трех- и семистержневыхборок равенство обогреваемой длины пучка $L_{об}$, гидравлического и теплового эквивалентных диаметров d_g и d_t , а также отношения площади обогреваемой поверхности к проходному сечению пучка F/S . При этом обеспечивалось приближение к единице значений коэффициентов теплогидравлической неравноценности центральных и периферийных ячеек в соответствии с методикой работы [8].

Указанные исследования проводились на экспериментальном стенде, конструкция которого в целом подобна описанной в работе [1]. Для достижения теплогидравлической равноценности ячеек была использована идеализированная экспериментальная ТВС с тепловыми имитаторами ТВЭЛ. Указанная теплогидравлическая идеализация обеспечивалась за счет формирования в высокотемпературном композитном материале равноценных, в том числе по величине гидравлического сопротивления, каналов для движения теплоносителя, как это показано на рис. 1. При этом тепловыми имитаторами ТВЭЛ являлись тонкостенные трубы из нержавеющей стали диаметром $(5,82 \times 0,35) \times 10^{-3} \text{ м}$, которые располагались по треугольной решетке с шагом $7 \times 10^{-3} \text{ м}$. Дистанционирование стержней осуществлялось с помощью ребер из нержавеющей стали. Указанная конструкция размещалась в цилиндрической обечайке из нержавеющей стали. Равномерный по высоте и радиусу пучка прямой электронагрев экспериментальной ТВС осуществлялся от кремниевого выпрямителя мощностью 4 МВт. В описываемых экспериментах обогреваемая длина трехстержневого пучка составляла 0,600 м, а семистержневого – 0,571 м.

Указанные эксперименты были проведены в следующем диапазоне режимных параметров: давление $p = 4,9...14,7 \text{ МПа}$, среднепучковые массовые скорости $\rho w = 300...2000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$;

температура теплоносителя на входе в рабочие участки $T_{вх} = 30...(T_s - 10)$ °С, где T_s – температура насыщения. Методика проведения экспериментов предполагала достижение кризиса теплоотдачи посредством плавного повышения тепловой нагрузки при постоянных значениях давления, массовой скорости и температуры теплоносителя на входе в канал. При этом момент наступления кризиса теплоотдачи определялся путем фиксации резкого увеличения температуры теплоотдающей поверхности, измеряемой термопарами, которые были установлены в каждом из тепловых имитаторов ТВЭЛ экспериментальной ТВС.

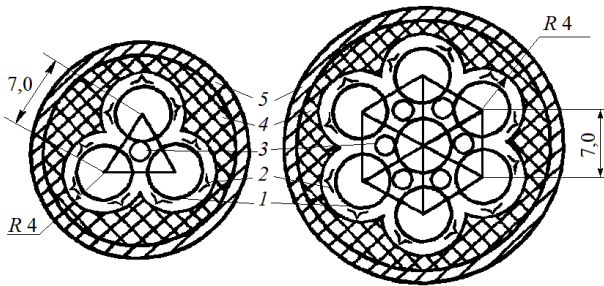


Рис. 1. Поперечное сечение экспериментальных участков: 1 - обогреваемый стержень; 2 - дистанционирующее ребро; 3 - дистанционирующее кольцо; 4 - композитный материал с профилированными каналами; 5 - стальная обечайка.

Характерно, что кризис теплоотдачи в указанных условиях в подавляющем большинстве опытов регистрировался на выходе из экспериментального участка на расстоянии $\sim (5 - 7) \times 10^{-3}$ м от верхнего сечения одного из обогреваемых стержней. Показательно в 70 % случаев регистрирующие рост температуры приборы синхронно фиксировали кризис теплоотдачи на поверхности центрального и одного или нескольких периферийных стержней.

Анализ полученных результатов показал, что в исследованных экспериментальных ТВС характер влияния основных режимных параметров на КТП подчиняется известным закономерностям влияния этих параметров для труб и кольцевых каналов. В то же время количественные значения КТП как пределов форсировки процесса теплоотдачи в пучке ТВЭЛ в ряде случаев оказывались существенно меньшими. Указанное обстоятельство является косвенным подтверждением того важного обстоятельства, что данными по КТП для отечественных реакторов с треугольной решеткой ТВЭЛ, которые рассчитываются на основе эмпирических зависимостей по кризисам теплоотдачи для одиночных цилиндрических каналов, которые практически реализованы, в частности в большинстве модификаций

ТГРК RELAP, необходимо пользоваться с известной осторожностью.

Следует отметить, что данные по КТП для трех- и семистержевых пучков с теплогидравлически равноценными ячейками практически совпадают, как это следует из рис. 2. В результате можно считать установленным, что в сборках ТВЭЛ с незначительной теплогидравлической неравноценностью ячеек количество стержней практически не оказывает влияния как на величину $q_{кр}$, так и на темп приращения теплосодержания (энтальпии) теплоносителя до критического значения при идентичных условиях на входе в канал. Таким образом, можно обоснованно предположить, что дальнейшее увеличение числа стержней в пучке с теплогидравлически равноценными ячейками при сохранении стандартной величины зазоров для прохода теплоносителя не приводит к существенному изменению величины $q_{кр}$.

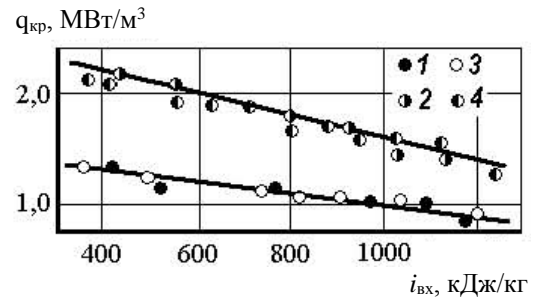


Рис. 2. Зависимость критической плотности теплового потока $q_{кр}$ от теплосодержания на входе для давления 6,9 МПа: 1, 2 - трехстержневой пучок, $\rho_w = 500$ и 1000 кг/(м²·с); 3, 4 - семистержевой пучок, $\rho_w = 500$ и 1000 кг/(м²·с).

Полученные экспериментальные данные были обобщены в виде функциональной зависимости [8]

$$\frac{\Delta i_{кр}}{i''} Fr_*^{0,3} \left(1 + \frac{180F}{S} \right) = f \left(Fr_*^{0,15} \frac{i_{вх}}{i'} \right), \quad (1)$$

где $Fr_* = \frac{\rho_w}{\rho'} \sqrt{\frac{\rho' - \rho''}{g\sigma}}$ – модифицированный критерий Фруда; i', i'' , кДж/кг; ρ', ρ'' , кг/м³ – энтальпия и плотность воды и водяного пара на линии насыщения; g , м/с² – ускорение свободного падения; $i_{вх}$, кДж/кг – энтальпия воды на входе в участок; σ , Н/м – коэффициент поверхностного натяжения; $\Delta i_{кр}$, кДж/кг – прирост энтальпии теплоносителя на обогреваемой длине пучка в момент кризиса теплоотдачи.

Как видно из рис. 3, экспериментальные данные располагаются около прямой, соответствующей уравнению

$$\frac{\Delta i_{кр}}{i'} Fr_*^{0,3} \left(1 + \frac{180}{F/S}\right) = c - a \left(Fr_*^{0,15} \frac{i_{вх}}{i'} \right), \quad (2)$$

где $c = 1,382$; $a = 0,548$. Проведенный в работе статистический анализ показал, что уравнение (2) описывает 123 опытные точки со среднеквадратичной погрешностью 6,4 % при отклонении среднего экспериментального значения от расчетного 0,8 %.

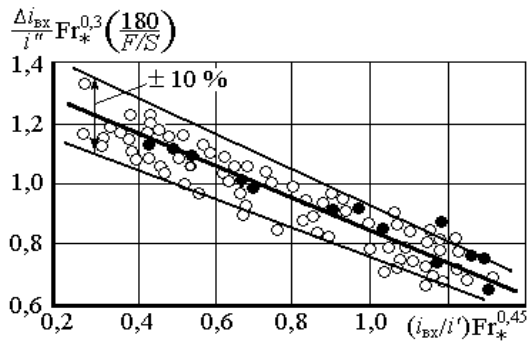


Рис. 3. Обобщение результатов опытов: ● – трех-стержневой пучок; ○ – семистержневой пучок.

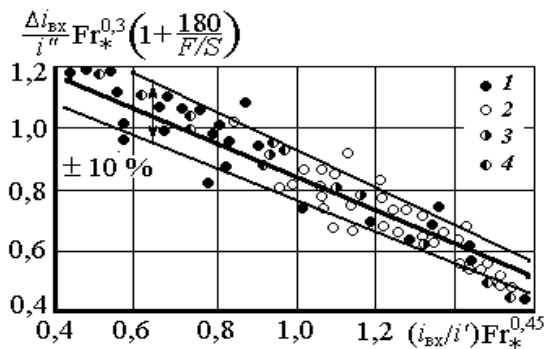


Рис. 4. Сравнение опытных данных других авторов с результатами расчетов на основе корреляции (1): 1 - [11]; 2 - [5]; 3 - [12]; 4 - [13].

На рис. 4 представлены опытные данные, полученные рядом авторов [5, 11 - 13] на пучках стержней с незначительным отклонением (до 15 %) коэффициента теплогидравлической неравноценности элементарных ячеек. Статистическая обработка этих результатов показала, что уравнение (1) описывает их со среднеквадратичной погрешностью 7,8 % при отклонении среднего экспериментального значения от расчетного 5,5 %. Исходя из этого, уравнение (1) можно рекомендовать для расчета КТП в пучках стержней с незначительной (до $\pm 15\%$) теплогидравлической неравноценностью элементарных ячеек при обогреваемой длине $L = 0,2...3,7$ м, диаметрах стержней $d = (6...15) \cdot 10^{-3}$ м и их количестве в сборке $n = 3...37$ в диапазоне режимных параметров: давление $p = 5...17$ МПа; массовая скорость $\rho w = 300...3500$ кг/(м²·с); температура теплоносителя на входе в экспериментальную ТВС

$T_{вх} = 30...(T_s - 10)$ °С; критическое значение массового паросодержания $x_{кр} = -0,3...0,9$.

Таким образом, результаты анализа первого цикла экспериментов свидетельствуют о следующем: 1) данные по КТП в идеализированной ТВС с теплогидравлически равноценными ячейками с приемлемой точностью корреспондируются с опытными данными по кризисам теплоотдачи различных авторов, исследовавших верхний предел форсировки процесса теплоотдачи в цилиндрических каналах; 2) применение используемого в ТПК RELAP подхода к определению КТП в стержневых сборках ТВЭЛ на основе экспериментальных корреляций для цилиндрических каналов может считаться оправданным в диапазоне штатных для реакторов ВВЭР значений давления теплоносителя исключительно для центральной зоны сечения реальных ТВС, в которой теплогидравлические условия омывания ТВЭЛ являются идентичными.

В то же время известно, что реальные ТВС реакторов ВВЭР характеризуются наличием известного числа периферийных нестандартных теплогидравлических ячеек, а именно боковых и угловых, условия теплообмена в которых за счет ряда объективных теплофизических эффектов существенно отличаются. Так, выполненный в работе [14] анализ работ по кризису теплоотдачи при кипении в пучках стержней свидетельствует о том, что вследствие неравномерности распределения теплогидравлических параметров потока по сечению ТВС кризисные условия первоначально локализируются в отдельных наиболее теплонапряженных ячейках. Это обстоятельство требует соответствующего учета.

В контексте указанной проблематики и с целью оценки адекватности использования реализованного в коде RELAP подхода применительно к ТВС с теплогидравлически существенно неравноценными ячейками был выполнен анализ данных второго из вышеупомянутых циклов стендовых экспериментальных исследований.

Во втором цикле экспериментов при получении значений КТП была использована методика (она подробно рассмотрена в работе [2]) прямого измерения распределения теплогидравлических параметров теплоносителя по сечению ТВС с типичной для реакторов ВВЭР компоновкой ТВЭЛ в вершинах треугольной решетки. При этом измерения проводились в отдельных теплогидравлических ячейках трех основных типов – центральной, боковой и угловой. С использованием указанной методики посредством изокинетического отбора проб теплоносителя было выполнено исследование распределения локальных значений параметров потока по ячейкам пучка в

условиях плавного увеличения тепловой нагрузки теплоотдающей поверхности тепловых имитаторов ТВЭЛ вплоть до наступления кризиса теплоотдачи. Поперечное сечение рабочего участка, использованного в указанном втором цикле исследований, представлено на рис. 5. В указанных экспериментах кризис теплоотдачи фиксировался по резкому изменению температуры стенки любого из стержней на 20...30 °С, после чего нагрузка автоматически отключалась. По этой причине характерные для момента возникновения кризиса теплоотдачи значения скорости и энтальпии потока теплоносителя непосредственно в конкретных ячейках измерялись в предкризисных режимах. На основе этих измерений определялись реальные значения массовой скорости ρw_i и относительной энтальпии (расходного массового паросодержания x_i) в соответствующей ячейке, а также среднечувковые по ТВС (ρw и x) значения этих параметров. Выполненные в настоящей работе оценки показали, что подобная незначительная экстраполяция является допустимой и физически правомерной, поскольку, согласно выполненным оценкам, отличие параметра x_i в предкризисном режиме от его критического значения $x_{кр}$ не может превышать 5 %.

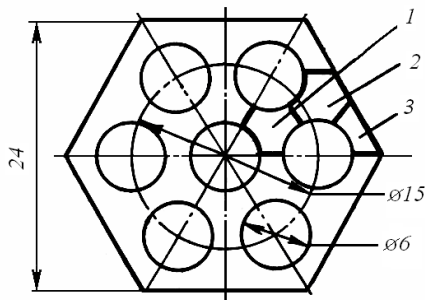


Рис. 5. Сечение экспериментального участка с теплогидравлически неравноценными ячейками: 1 – центральная, 2 – боковая, 3 – угловая.

Иными словами, с использованием указанной методики значения массовой скорости и энтальпии теплоносителя в теплогидравлических ячейках в момент наступления кризиса определялись посредством экстраполяции кривых на графиках $\rho w_i/\rho w = f(x)$ и $(x_i - x) = f(x)$ в область кризисных значений $x_{кр}$ (рис. 6).

В тех случаях, когда кризиса теплоотдачи не удавалось достичь при постоянной тепловой нагрузке $q = \text{const}$ и переменной энтальпии воды на входе $i_{вх} = \text{var}$, соответствующие зависимости были получены на основе иной методики эксперимента, а именно при выполнении $t_{вх} = \text{const}$ и $q = \text{var}$.

Примененная в данном цикле экспериментов термометрия теплоотдающей поверхности от-

дельных тепловых имитаторов ТВЭЛ позволяла в каждом случае локализовать тип ячейки, в которой возникал кризис теплоотдачи. При этом в 30 % экспериментов кризис возникал на поверхности центрального стержня, в 25 % случаев кризис возникал синхронно на центральном и периферийном тепловых имитаторах ТВЭЛ, а в остальных случаях – только на периферийных стержнях.

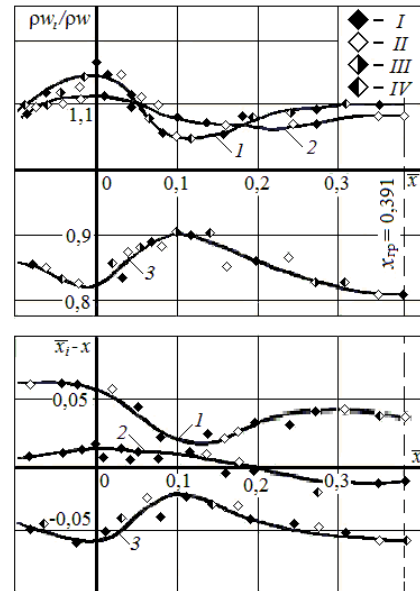


Рис. 6. Характер распределения массовой скорости и относительной энтальпии потока по ячейкам экспериментальной ТВС при значениях режимных параметров $p = 6$ МПа, $\rho w = 1500$ кг/(м²·с). I - $q = 1,5$ МВт/м²; II - 1,75; III - 2; IV - 2,14; 1 - 3 - номера ячеек.

Следует отметить, что термопары, фиксировавшие усредненную по периметру температуру стержней, не позволяли экспериментально определить ячейку, в которой возникал кризис. В этой связи идентификация типов кризисных ячеек производилась по локализации зоны пережога тепловых имитаторов ТВЭЛ. Так, например, в 31 эксперименте с кризисами теплоотдачи пережог был зафиксирован девять раз на центральном стержне, в семи случаях – одновременно на центральном и периферийном, в остальных случаях – на одном из периферийных. В результате полученные экспериментальные данные позволяют охарактеризовать центральные ячейки любых ТВС как потенциально наиболее опасные с точки зрения преобладающей локализации – именно в них зоны зарождения и развития кризисных по теплоотдаче явлений. Это также подтверждается расчетными значениями КТП, которые можно получить на основе использования рекомендаций работы [16] для каждого из рассмотренных типов ячеек. То есть полученные для условий второго цикла экспериментов значения $q_{кр}^{яч}$ во всех ис-

следованных режимах имеют минимальные значения именно в центральной, наиболее теплонапряженной ячейке.

Выполненные для указанных условий новые расчетные исследования позволили сопоставить экспериментальные данные по кризису теплоотдачи в центральной ячейке с данными по КТП для труб, которые обычно используются в подавляющем большинстве ТГРК. Такое сопоставление выполнено в настоящей работе для проверки обоснованности распространения зависимостей для расчета $q_{кр}$ в каналах простой формы на пучки стержней. Предварительный анализ существующих подходов к определению КТП в ТВС в свое время был выполнен нашим коллективом в работе [2]. Отмеченное различие мнений характеризовалось тремя основными подходами: а) в пределах диапазона давлений 18...21 МПа существует возможность рассчитывать $q_{кр}$ в пучках стержней по зависимостям для труб; б) кризис кипения в пучке можно рассчитывать по зависимостям для труб только в случае близости к единице коэффициентов теплогидравлической неравноценности всех ячеек; в) необходима разработка специальных зависимостей для определения КТП именно в центральных ячейках. Применительно к условиям второго цикла экспериментов результаты указанного сопоставления для центральной, наиболее теплонапряженной ячейки приведены на рис. 7 и 8.

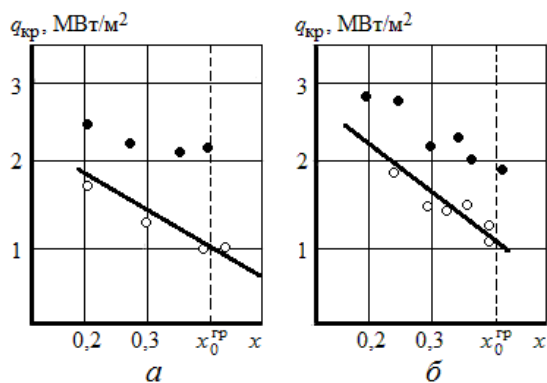


Рис. 7. Сопоставление экспериментальных значений КТП с расчетными, рекомендованными ТГРК RELAP-5/MOD3 при давлении 14 МПа и следующих характерных значениях массовой скорости: а – 1000 кг/(м²·с); б – 1500 кг/(м²·с); светлые точки и обобщающая сплошная линия – данные эксперимента; темные точки – результаты расчета ТГРК RELAP-5/MOD3.

Таким образом, как следует из рис. 7 и 8, сопоставление указанных экспериментальных значений КТП с соответствующими значениями этого параметра, которые были рассчитаны на основе экспериментальных корреляций для труб, используемых в большинстве версий ТГРК

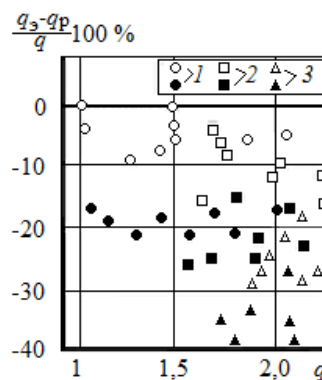


Рис. 8. Структура распределения экспериментальных q^p (светлые точки) и расчетных q^p (темные точки, ТГРК RELAP-5/MOD3) значений КТП при массовой скорости $\rho w = 750 - 2000$ кг/(м²·с) и различных значениях давления: 1 - $p = 14$ МПа; 2 - $p = 9$ МПа; 3 - $p = 6$ МПа.

RELAP, показало следующее: а) в области высоких, близких к штатным для реактора ВВЭР-1000, давлений (14,0 МПа) превышение реальных значений КТП, экспериментально полученных в стержневой сборке, над результатами расчетов по RELAP-5/MOD 3 (для цилиндрических каналов) при тех же значениях режимных параметров составляет не менее 25 %; б) в условиях пониженного (аварийного для ВВЭР) давления в ТВС эти различия возрастают, а именно при снижении давления до 6 МПа превышение расчетных данных относительно реальных значений составляет не менее 40 %. Указанное обстоятельство свидетельствует о недостаточно высокой надежности получаемых на основе ТГРК оценок реально располагаемого запаса по КТП, что применительно к аварийным условиям существенно повышает риск получения в результате расчета недостаточно адекватных оценок надежности АкЗ ВОЯР.

Как следует из вышеизложенного, кризис теплоотдачи в пучках стержней является более сложным явлением, чем в каналах простой геометрии. Очевидно, что сложная форма теплоотдающей поверхности в субканалах ТВС приводит к существенной неравномерности распределения теплогидравлических параметров по сечению сборки. Естественно, что указанная неравномерность определяется конструктивными особенностями ТВС, включая наличие необогреваемых поверхностей в ячейках бокового и углового типов, а также гидродинамическим влиянием дистанционирующих решеток и другими факторами. Так, особенности формы основных типов ячеек обуславливают наличие узких зазоров между ТВЭЛ. При этом близость к ним парогенерирующих поверхностей инициирует локализацию в зазоре достаточно крупных паровых ассоциаций (при снижении давления их размер

увеличивается) и соответствующее снижение реальной величины КТП в указанном диапазоне режимных параметров. Напротив, с ростом давления размер этих паровых включений снижается (например, при давлении 10 МПа их характерный размер не превышает 100 мкм) и влияние вышеуказанного эффекта нивелируется.

Вышеуказанные теплогидравлические эффекты, фактически не учитываемые расчетными корреляциями для цилиндрических каналов, которые используются в ТГРК RELAP, и тем самым снижают надежность получаемых с его помощью оценок КТП, принципиально могут быть учтены при расчете этого параметра на основе более адекватных двумерных моделей тепломассопереноса в ТВС, которые предполагают не только разделение сечения ТВС на отдельные субканалы для каждого типа теплогидравлических ячеек, рассматриваемых как параллельные каналы, но и их взаимодействие по всей длине. Следует также отметить, что при таком расчете подлежат учету также радиальная и аксиальная неравномерности тепловыделения в структуре рассматриваемой ТВС.

Альтернативой такому одномерному подходу, применяемому в ТГРК RELAP, следует считать «двумерный» подход, использующий более совершенные модели тепломассопереноса, которые учитывают гидродинамическое и тепловое взаимодействия между отдельными субканалами ТВС. В частности, указанный подход положен в основу программных комплексов COBRA (США) и «Пучок-2С» (Россия), предназначенных для решения двумерных задач тепломассопереноса. При этом ТГРК указанного типа для расчета КТП используют соответствующие эмпирические корреляции, которые позволяют учесть реально имеющую место неравномерность распределения энтальпии потока по ячейкам стержневой сборки. В этой связи необходимо отметить, что наиболее адекватными реальным условиям тепломассопереноса в ТВС следует считать трехмерные модели тепломассопереноса, которые реализованы, в частности, в ТГРК TRAC (США).

Для иллюстрации физического влияния указанного эффекта неравномерности далее в настоящей работе использованы результаты вышеуказанного второго цикла экспериментов. С этой целью на рис. 9 представлено сопоставление рассчитанных на основе экспериментальных данных значений отношения прироста энтальпии теплоносителя по длине канала в центральной «горячей» ячейке Δi_r к среднему по ТВС значению этой величины Δi_n с ее расчетными значениями для условий аварийного снижения давления в АкЗ, которые характеризуются в данном случае

величинами массовой скорости $\rho w = 1000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, давления $p = 6,0 \text{ МПа}$ и плотности теплового потока $q = 1 \text{ МВт}/\text{м}^2$. Представленные на этой иллюстрации данные, в частности, наглядно подтверждают, что фактическое распределение относительной энтальпии теплоносителя по сечению ТВС существенно отличается от его осредненного по сечению значения.

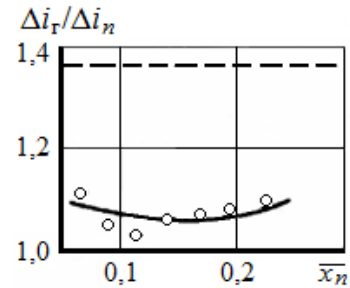


Рис. 9. Сопоставление экспериментальных значений относительного прироста энтальпии теплоносителя в центральной («горячей») ячейке Δi_r с рассчитанными на основе различных ТГРК: \circ - эксперимент; штриховая линия – данные RELAP; сплошная линия - данные «Пучок-2С».

Как следует из представленных на рис. 9 данных, программный комплекс «Пучок-2С», реализующий двумерные модели тепломассопереноса в ТВС и учитывающий неравномерность распределения теплогидравлических параметров потока теплоносителя по сечению сборки ТВЭЛ, обеспечивает вполне приемлемую точность расчета применительно к рассматриваемым аварийным значениям режимных параметров в АкЗ ВОЯР.

Таким образом, представленные в настоящей работе результаты расчетного анализа двух циклов экспериментальных исследований кризисных по теплоотдаче явлений в модельных ТВС с тепловыми имитаторами ТВЭЛ при значениях режимных параметров, соответствующих штатным и аварийным условиям эксплуатации АкЗ ВОЯР, позволяют заключить следующее.

1. В штатном диапазоне режимных параметров, характерном для регламентных условий эксплуатации ТВС реакторов типа ВВЭР верхний предел форсирования процесса теплоотдачи в стержневых сборках ТВЭЛ для группы наиболее теплонапряженных центральных теплогидравлических ячеек вполне адекватно может быть описан на основе известных эмпирических корреляций для определения КТП в цилиндрических каналах, как это и предусмотрено структурой замыкающих соотношений, используемых в ТГРК RELAP.

2. При определении запасов до кризиса теплоотдачи в ТВС реакторов ВВЭР в области пониженных аварийных значений режимных пара-

метров (прежде всего, давления и массовой скорости теплоносителя) применяемые в настоящее время в ТГРК RELAP одномерные модели теплообмена в стержневых сборках ТВЭЛ должны использоваться с известной осторожностью, поскольку, как показывают выполненные в настоящей работе оценки, в этих условиях имеет место существенное превышение результатов расчета над экспериментально зафиксированными реальными значениями КТП.

3. Применительно к аварийным условиям теплообмена в АкЗ ВОЯР с пониженными значениями давления и массовой скорости теплоносителя реальной альтернативой ТГРК RELAP следует считать существующие программные ком-

плексы COBRA (США) и «Пучок-2С» (Россия), основанные на дополнительном учете гидродинамического и теплового взаимодействия между отдельными субканалами, условно формируемыми на основе характерных теплогидравлических ячеек.

4. Результаты анализа, представленного в настоящей статье, могут служить физическим подтверждением необходимости всестороннего учета установленного в последние годы в ведущих ядерных исследовательских центрах «эффекта пучка» (указанный эффект рассмотрен в работе [1]) при оценке верхнего предела форсирования процесса теплоотдачи в ТВС ВОЯР.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. А.В. Носовский и др. *Теплофизика ресурса ядерных энергоустановок* (Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2017) 772 с.
2. А.А. Ключников и др. *Теплофизика безопасности атомных электростанций* (Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2010) 484 с.
3. Ю.А. Мигров, С.Л. Соловьев. Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Общая характеристика и перспективы развития. *Теплофизика* (Обнинск, 2001) с. 13.
4. Б.И. Нигматулин, О.И. Мелихов, С.Л. Соловьев. Состояние и развитие отечественных системных теплогидравлических кодов для моделирования аварийных и нестационарных процессов на АЭС с ВВЭР. *Теплоэнергетика* 3 (2001) 17.
5. В.А. Ефимов, Д.П. Трутнев, Л.Д. Марченко. Изучение кризиса кипения воды в пучках стержней. В кн.: *Теплообмен, гидродинамика и теплофизические свойства веществ* (Москва: Наука, 1968) с. 60.
6. В.И. Толубинский, Е.Д. Домашев. Кризис теплоотдачи при кипении в пучках стержней. *Теплофизика и теплотехника* 37 (1979) 3.
7. В.И. Толубинский, Е.Д. Домашев. О причинах расхождения экспериментальных данных по кризису теплоотдачи при кипении в каналах. У кн.: *Тепломассоперенос в жидкостях и газах* (К.: Наук. думка, 1984) с. 3.
8. Ю.А. Безруков и др. Исследование критических тепловых потоков в пучках стержней применительно к реакторам типа ВВЭР. *Теплоэнергетика* 2 (1976) 80.
9. А.П. Орнатский, Л.Ф. Глущенко, Е.М. Маевский. Критические тепловые потоки в парогенерирующих трубах в области малых недогрева и паросодержаний. *Теплоэнергетика* 8 (1971) 74.
10. А.П. Орнатский и др. Обобщение результатов исследования кризисов теплоотдачи в кольцевых каналах с использованием входных параметров. *Теплофизика и теплотехника* 26 (1974) 54.
11. В.А. Капустин и др. Экспериментальное исследование на стенде КС ИАЭ им. И. В. Курчатова критических тепловых нагрузок в полномасштабных моделях топливных сборок реактора ВВЭР-440. В кн.: *Исследование критических тепловых потоков в пучках стержней в стационарных и нестационарных режимах теплообмена* (Москва: ИАЭ, 1974) с. 99.
12. В.W. LeTourneau, S.I. Green. Critical heat flux and pressure drop tests with parallel upflow of high pressure in bundles of twenty 1/2-in. rods. *Nucl. Sci. and Eng.* 43(1) (1971) 90.
13. F. Luchini, V. Marinelli. Experimental data on burn-out in a simulated BWR fuel bundle. *Nucl. Eng. and Design* 31(3) (1974) 371.
14. А.А. Ключников и др. *Теплофизика надежности активных зон* (Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2015) 624 с.
15. Р.Т. Лахи, Б.С. Ширалкар, Д.В. Радклиф. Распределение массовой скорости и энтальпии в пучке стержней для однофазного и двухфазного потоков. Тр. амер. о-ва инж.-механиков. Сер. С 93(2) (1971) 64.
16. Рекомендации по расчету кризиса теплоотдачи при кипении воды в круглых трубах. Препринт ИВТ АН СССР № 1-57 (Москва, 1980) 67 с.
17. В.Н. Смолин, В.К. Поляков. Методика расчета кризиса теплоотдачи при кипении теплоносителя в стержневых сборках. Сб. докл. семинара ТФ-78. Теплофизические исследования для обеспечения надежности и безопасности ядерных реакторов водо-водяного типа. Т. 2 (Будапешт, 1978) с. 475.
18. В.Н. Смолин, В.К. Поляков. Критический тепловой поток при продольном обтекании пучка стержней. *Теплоэнергетика* 4 (1967) 54.
19. З.Л. Миропольский, Э.Г. Семин, М.Н. Виноградова. Статистические закономерности при исследовании кризиса теплообмена. *Теплоэнергетика* 7 (1969) 49.

Г. І. Шараєвський*, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін, І. Г. Шараєвський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна

*Відповідальний автор: yura.sharayevskij@gmail.com

**ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВОГО ВИЗНАЧЕННЯ КРИЗИ ТЕПЛОВІДДАЧІ
У ТЕПЛОВІДЛЯЮЧИХ ЗБІРКАХ ВОДООХОЛОДЖУВАНИХ РЕАКТОРІВ**

Розглянуто актуальні проблеми забезпечення надійності результатів математичного комп'ютерного моделювання режимів експлуатації водоохолоджуваних ядерних реакторів. Виконано аналіз адекватності програмних комп'ютерних комплексів, що призначені для розрахунку основних параметрів безпеки реакторів типу ВВЕР. Головну увагу приділено методології визначення теплофізичних параметрів безпеки активних зон реакторних установок на основі використання сучасних теплогідрравлічних кодів. Цей розрахунок засновано на визначенні локальних теплогідрравлічних параметрів потоку теплоносія у стрижневих збірках тепловідляючих елементів. Представлено результати порівняння виконаних експериментів із визначення основних теплогідрравлічних параметрів потоку у характерних субканалах стрижневих збірок тепловідляючих елементів із даними розрахунку цих параметрів на основі вищевказаних комп'ютерних комплексів. Особливу увагу приділено аналізу експериментальних та розрахункових даних щодо визначення умов виникнення кризи тепловіддачі у стрижневих збірках тепловідляючих елементів. Розглянуто основні напрямки вдосконалення сучасних теплогідрравлічних кодів із метою підвищення надійності визначення теплофізичних параметрів безпеки водоохолоджуваних ядерних реакторів.

Ключові слова: водоохолоджувані реактори, параметри безпеки, теплогідрравлічні коди, криза тепловіддачі.

G. I. Sharaevsky*, N. M. Fialko, L. B. Zimin, I. G. Sharaevsky

Institute for Safety Problems of NPP, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

*Corresponding author: yura.sharayevskij@gmail.com

**PROBLEMS OF CALCULATION OF HEAT TRANSFER CRISIS
IN FUEL ASSEMBLES OF WATER COOLED REACTORS**

Current problem of the ensuring reliability of the results of mathematical computer simulation of the operational modes of water-cooled nuclear reactors is considered in this article. An analysis of the adequacy of computer software systems, which are designed to calculate the main parameters of the safety of WWR reactors is performed. The main focus is devoted to the methodology for determining the technological security of the active zones reactor plants settings, using the modern thermal-hydraulic codes. This calculation is based on determining the thermal-hydraulic parameters of the flow of coolant in the fuel rod assembled elements. The results of the comparison of experiments performed to determine the distribution of the main thermal-hydraulic flow parameters of subchannels of fuel rod assembled elements with the data for calculating these parameters on the basis of computer codes are introduced. Particular attention is paid to the analysis of experimental and calculated data, by the definition of burnout in the fuel rods assembled elements. The basic directions of perfection of the modern thermal-hydraulic codes to improve the reliability of determination of thermophysical parameters of safety for the water-cooled nuclear reactors were considered.

Keywords: water-cooled reactors, parameters of safety, heat-hydraulic codes, heat transfer crisis.

REFERENCES

1. A.V. Nosovsky et al. *Thermophysics of NPP Resource (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2017) 624 p.* (Rus)
2. A.A. Kliuchnikov et al. *Thermophysics of NPP Safety (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2010) 484 p.* (Rus)
3. Yu.A. Migrov, S.L. Solov'ev. Thermohydraulic calculation codes of a new generation. General characteristics and prospects of development. *Thermophysics (Obninsk, 2001) p. 13.* (Rus)
4. B.I. Nigmatulin, O.I. Melikhov, S.L. Solov'ev. State and development of domestic system thermal-hydraulic codes for modeling emergency and non-stationary processes at NPPs with WWR. *Teploenergetika 3 (2001) 17.* (Rus)
5. V.A. Efimov, D.P. Ttrutnev, L.D. Marchenko. Studying the crisis of boiling water in bundle rods. In: *Heat Transfer, Hydrodynamics and Thermophysical Properties of Substances (Moskva: Nauka, 1968) p. 60.* (Rus)
6. V.I. Tolubinsky, E.D. Domashev. The heat transfer crisis at boiling in bundle rods. *Thermophysics and Heat Engineering 37 (1979) 3.* (Rus)
7. V.I. Tolubinsky, E.D. Domashev. On the causes of the discrepancy between the experimental data on the heat transfer crisis during boiling in channels. In: *Heat and Mass Transfer in Liquids and Gases (Kyiv: Naukova dumka, 1984) p. 3.* (Rus)
8. Yu.A. Bezrukov et al. Investigation of critical heat fluxes in beam beams for WWR-type reactors. *Teploenergetika 2 (1976) 80* (Rus)
9. A.P. Ornatsky, L.F. Glushchenko, E.M. Maevsky.

- Critical heat fluxes in steam-generating pipes in the region of small underheating and vapor content. *Teploenergetika* 8 (1971) 74. (Rus)
10. A.P. Ornatsky et al. Generalization of the results of the study of heat transfer crises in annular channels using input parameters. *Thermophysics and Heat Engineering* 26 (1974) 54. (Rus)
 11. V.A. Kapustin et al. Experimental research at the stand of the KS IAE of name I.V. Kurchatov of critical thermal loads in full-scale models of fuel assemblies of the VVER-440 reactor. In: *Investigation of Critical Heat Fluxes in Beams in Stationary and Non-Stationary Modes of Heat Exchange* (Moskva: IAE, 1974) p. 99. (Rus)
 12. B.W. LeTourneau, S.I. Green. Critical heat flux and pressure drop tests with parallel upflow of high pressure in bundles of twenty 1/2-in. rods. *Nucl. Sci. and Eng.* 43(1) (1971) 90.
 13. F. Luchini, V. Marinelli. Experimental data on burn-out in a simulated BWR fuel bundle. *Nucl. Eng. and Design* 31(3) (1974) 371.
 14. A.A. Kliuchnikov et al. *Thermophysics of Active Zones Reliability* (Chernobyl: Institute for Safety Problems of NPP NAS of Ukraine, 2015) 772 p. (Rus)
 15. R.T. Lakhi, B.S. Shiralkar, D.V. Radklif. The distribution of mass velocity and enthalpy in a beam of rods for single-phase and two-phase flows. *Trudy amerikanskogo obshchestva inzhenerov-mekhanikov. Ser. C* 93(2) (1971) 64. (Rus)
 16. Recommendations for calculating the heat transfer crisis in boiling water in round pipes. Preprint of the Institute of Computational Technologies NAS of USSR 1-57 (Moskva, 1980) 67 p. (Rus)
 17. V.N. Smolin, V.K. Poliakov. A method for calculating the heat transfer crisis at the boiling point of a coolant in rod assemblies. *Proc. of the seminar TPh-78. Thermophysical studies to ensure the reliability and safety of nuclear reactors of water-water type. Vol. 2* (Budapesht, 1978) p. 475. (Rus)
 18. V.N. Smolin, V.K. Poliakov. Critical heat flux in the case of longitudinal flow past a beam of rods. *Teploenergetika* 4 (1967) 54. (Rus)
 19. Z.L. Miropol'sky, A.G. Semin, M.N. Vinogradova. Statistical regularities in the study of the heat transfer crisis. *Teploenergetika* 7 (1969) 49. (Rus)

Надійшла 16.03.2018

Received 16.03.2018