

Н. М. Фиалко¹, Г. И. Шараевский¹, С. В. Бабак², Е. И. Шараевская¹

¹ Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина

² ГП «Научно-технический центр новейших технологий» НАН Украины, пер. Машиностроительный, 28, Киев, 03067, Украина

ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ КРИЗИСА ТЕПЛОТДАЧИ В ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРОВ ВВЭР НА ОСНОВЕ СОВРЕМЕННЫХ ВЕРСИЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ КОДОВ

Выполнен анализ адекватности программных компьютерных комплексов ПУЧОК БМ-ДФ и COBRA, предназначенных для расчета основных параметров безопасности водоохлаждаемых ядерных реакторов. Этот расчет основан на определении локальных теплогидравлических параметров потока теплоносителя в стержневых сборках тепло выделяющих элементов. Представлены результаты сравнения выполненных экспериментов по определению распределения основных теплогидравлических параметров потока в характерных субканалах стержневыхборок тепло выделяющих элементов с данными расчета этих параметров на основе вышеуказанных компьютерных кодов. Особое внимание уделено анализу экспериментальных и расчетных данных по определению условий возникновения кризиса теплоотдачи в стержневых сборках тепло выделяющих элементов. Показана возможность надежного определения критического теплового потока на основе использования указанных двумерных компьютерных кодов.

Ключевые слова: реактор ВВЭР, кризис теплоотдачи, теплогидравлический код.

Как известно [1, 2 и др.], надежная и безопасная эксплуатация ядерных энергоблоков с реакторами водо-водяного типа, а также проектирование реакторных установок нового поколения в настоящее время уже не могут быть обеспечены без широкого применения теплогидравлических расчетных кодов (ТГРК) улучшенной оценки, в первую очередь таких, как RELAP-5 и TRAC (США), а также CATHARE (Франция), ATHLET (Германия), THYDE (Япония), CATHENA (Канада), APROS (Финляндия), CORSAR (Россия). Принято считать, что современные программные версии этих кодов отличаются не только шириной охвата моделируемого ими оборудования АЭС и высокими эргономическими характеристиками реализованных в этих ТГРК интерфейсов, но в особенности также и всесторонней обоснованностью их основополагающего компонента, а именно - реализованных в этих кодах базовых физико-математических моделей теплогидравлических процессов (ТГП), которые протекают в соответствующем оборудовании ядерной энергоустановки (ЯЭУ). Следует особо подчеркнуть, что одним из наиболее важных структурных элементов каждой такой модели является реализованная в ней система замыкающих соотношений, которая обеспечивает возможность численного решения основной системы дифференциальных уравнений. Указанные соотношения призваны адекватно описать важнейшие особенности протекания ТГП в моделируемом оборудовании современного водоохлаждаемого ядерного реактора (ВОЯР). В особой степени вышеизложенное следует отнести к определяющим с точки зрения обеспечения эксплуатационной безопасности ВОЯР аномальным и аварийным процессам теплосъема в тепло выделяющих сборках (ТВС), в первую очередь – началу кипения теплоносителя и кризисам теплоотдачи на поверхности тепло выделяющих элементов (ТВЭЛ) [1]. Определяющим в этой связи является тот факт, что без физически обоснованной и соответствующей реальным особенностям ТГП мерности численно решаемой системы дифференциальных уравнений и без наличия адекватной системы замыкающих соотношений приемлемая достоверность решений, получаемых на основе применения конкретного ТГРК, не может быть достигнута.

Как подчеркивается в работах [1, 2], одной из наиболее неотложных задач в проблеме обеспечения эксплуатационной безопасности АЭС в настоящее время признана необходимость локальной верификации базовых корреляций для расчета располагаемой в данных условиях величины критического теплового потока (КТП) в ТВС ВОЯР, которые используются в современных ТГРК улучшенной оценки. Согласно данным анализа, выполненного в работе [1], в указанных программных комплексах, включая наиболее широко используемые программные продукты, например RELAP и CORSAR, для расчета КТП, т. е. есть верхнего аварийного предела форсировки процесса теплоотдачи на поверхности ТВЭЛ в активной зоне (АкЗ) ВОЯР используются эмпирические соотношения, полученные на основе экспериментов в трубах, т. е. в каналах кругового сечения. Между тем геометрически реальные каналы ТВС ВОЯР существенно отличаются от трубчатых каналов, что и обуславливает недостаточную точность получаемых на основе указанных ТГРК решений. Как следует из данных,

© Н. М. Фиалко, Г. И. Шараевский, С. В. Бабак, Е. И. Шараевская, 2014

приведенных, в частности, в работе [1], для отечественных ЯЭУ с реакторами ВВЭР этими соотношениями для определения величины КТП следует пользоваться со значительной осторожностью, так как они обеспечивают получение существенно завышенных значений этого параметра, особенно при нештатном снижении давления и расхода теплоносителя в АкЗ в условиях максимальной проектной аварии (МПА).

Так, выполненное в работе [1], сопоставление экспериментальных значений КТП, полученных в «горячей» ячейке ТВС с соответствующими значениями, которые были рассчитаны на основе экспериментальных корреляций, реализованных в ТГРК RELAP-5/MOD3 применительно к условиям теплогидравлически эквивалентного цилиндрического канала, показало следующее. В области высоких давлений при $p = 14,0$ МПа отличие критических плотностей теплового потока, экспериментально полученных в стержневой сборке, от соответствующих расчетных данных для трубы, обеспечиваемых верифицируемым ТГРК, находится на уровне примерно 25 %, причем RELAP-5/MOD3 дает завышенные значения КТП. При снижении давления в ТВС эти различия возрастают: при $p = 6$ МПа значения КТП, рассчитанные на основе ТГРК RELAP-5/MOD 3, завышены относительно данных эксперимента на 40...50 %.

Таким образом, широко используемые для обоснования безопасности действующих и проектируемых АЭС версии современных ТГРК недостаточно точно описывают имеющиеся массивы экспериментальных данных по КТП даже при использовании простейшей - цилиндрической - геометрии канала. В особой мере изложенное следует отнести к реальным ТВС с гексагональной и квадратной геометрией решеток ТВЭЛ, которая, как известно, характерна для отечественных и зарубежных типов энергетических ВОЯР.

С момента появления указанных кодов расчетные соотношения для оценки КТП в реакторных каналах фактически не учитывали реальную неравномерность распределения теплогидравлических параметров по сечению ТВС. Как подчеркивается в работе [1], указанная неравномерность реально имеет место и, следовательно, должна учитываться при расчете кризиса теплоотдачи в стержневых сборках ТВЭЛ. Именно в силу этой причины указанные ТГРК, первые модификации которых были разработаны более 30 лет назад, фактически нельзя считать надежно верифицированными, в первую очередь применительно к оценке значений КТП, а также уровней теплового потока, соответствующих началу кипения теплоносителя в АкЗ. С учетом изложенного в контексте проблемы повышения точности оценок этих параметров на основе использования ТГРК, которые стали в настоящее время основным инструментальным средством обоснования безопасности ВОЯР, определяющим является следующий факт. Расчеты кризисов теплоотдачи в каналах ВОЯР во всех версиях наиболее совершенных зарубежных и отечественных кодов RELAP, ANTLET, CORSAR и др. до настоящего времени почти безальтернативно реализуются на основе эмпирических соотношений, полученных в экспериментах с цилиндрическими каналами, для которых характерным является распределение важнейших, т.е. определяющих реальную физику ТГП, параметров двухфазного потока вдоль одной - аксиальной - координаты трубчатого канала. Вполне очевидным является и тот факт, что и математические модели основных классов ТГП, реализованные в вышеуказанных кодах, также являются одномерными. Вместе с тем, как следует из данных экспериментов, представленных, в частности, в работах [1, 2], реальная физика штатных и аварийных ТГП, которые в соответствующих условиях протекают в стержневых сборках ТВЭЛ, фактически является дву- и трехмерной. В этой связи очевидно, что игнорирование этого объективного обстоятельства (в первую очередь, двумерного характера распределения важнейших параметров ТГП по сечению ТВС) способно приводить к значительным ошибкам при использовании одномерных математических моделей для описания таких нештатных режимов теплосъема в АкЗ ВОЯР, какими являются начало кипения и кризис теплоотдачи на поверхности ТВЭЛ. Несомненно также и то, что использование соответствующих экспериментальных корреляций применительно к каждому из вышеуказанных нештатных ТГП для уточненного описания этих процессов не может считаться оправданным, поскольку способно привести к значительным ошибкам при оценке величины КТП, а также при определении условий начала кипения теплоносителя в ТВС. Так, например, версия кода RELAP-5/MOD3.2 для расчета КТП в стержневых сборках использует корреляцию Biasi, полученную в экспериментах с трубами. Согласно оценкам, выполненным в работе [1], это обстоятельство предопределяет получение существенно завышенных расчетных данных по КТП, особенно в диапазоне массовых скоростей теплоносителя 1500 - 3000 кг/м²с. Таким образом, наиболее распространенные версии современных ТГРК, роль которых в последние годы возросла настолько, что эти программные комплексы практически безальтернативно стали рассматриваться в качестве основного инструментального средства для расчетного обоснования безопасно-

сти действующих и проектируемых АЭС, предусматривают использование: а) математических моделей, не вполне адекватных двумерной физике реальных ТГП, которые протекают в ТВС ВОЯР; б) замыкающих соотношений ТГРК, которые в ряде случаев существенно устарели, недостаточно точны и, например, предусматривают безальтернативное использование расчетных корреляций по кризису теплоотдачи, а также началу кипения, полученных в своем большинстве при экспериментах с каналами только цилиндрической геометрии преобладающего и единственного стандартизованного внутреннего диаметра 0,008 м более трех десятилетий назад.

В связи с изложенным весьма актуальным следует считать решение задачи анализа адекватности известных расчетных методик определения кризиса теплоотдачи в ТВС с учетом реального двумерного физического характера ТГП, протекающих в характерных субканалах - теплогидравлических ячейках (ТГЯ) стержневых сборок ТВЭЛ.

В настоящей статье представлены результаты обобщения известных экспериментов [4], а также перспективных подходов к совершенствованию современных ТГРК, которые предложены авторами работы [1] для решения сформулированных выше задач. Указанные результаты являются составной частью исследований и разработок, обобщенных в недавних монографиях [1 - 3], которые выполняются в настоящее время в ИПБ АЭС НАН Украины в контексте реализации комплексной проблемы повышения эксплуатационной безопасности ядерных энергоблоков АЭС Украины.

Как известно [1 - 4 и др.], в последние годы при исследовании условий возникновения кризиса теплоотдачи при кипении воды в стержневых сборках ТВЭЛ специалистами признана эффективность подхода, основанного на численном анализе теплогидравлики теплоносителя в сечении канала. Наиболее широкое распространение получил метод ячеек [1, 4], который заключается в разбиении сечения канала со стержневой сборкой на ряд типичных сообщающихся друг с другом характерных в теплогидравлическом отношении зон, т.е. ТГЯ, и решении уравнений теплогидравлики для системы таких взаимодействующих субканалов. Полученные значения энтальпии и массовой скорости теплоносителя в каждой из соответствующих ТГЯ являются основой для расчетного анализа располагаемых значений КТП. При этом конечной целью указанных исследований и разработок является качественное совершенствование существующих ТГРК в той их части, которая касается усовершенствования программ расчета локальных параметров потока в ячейках и выбору или разработке специальных корреляций для расчета кризисных условий применительно к характерным субканалам ТВС. В одной из первых таких работ [5] на основе метода ТГЯ проанализированы данные экспериментов по исследованию КТП в ТВС с обогреваемой длиной 1,5 - 2,5 м, имеющих большую неравномерность подогрева теплоносителя по сечению. Локальные параметры в ячейках рассчитывали по программе ПУЧОК-2С, а КТП в ячейках - по корреляциям ИАЭ [6] и НИКИЭТ [7], рекомендуемым для стержневыхборок. Сравнение результатов расчета с опытными данными показало, что метод ТГЯ при использовании отечественного ТГРК ПУЧОК-2С и корреляции [7] обеспечивает в большинстве случаев более высокую точность предсказания кризисных условий, чем методы, основанные на осредненных параметрах потока по сечению.

В этой связи практический интерес представляет сопоставление результатов расчета значений КТП в ТВС на основе использования отмеченного выше двумерного анализа ТГП, который реализуется отечественным ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ (усовершенствованной версии ПУЧОК-2С), с известными экспериментальными результатами [4] по исследованию кризисов теплоотдачи в ТВС, а также с данными компьютерной реализации в этой работе близкого по своим вычислительным возможностям зарубежного компьютерного кода COBRA-II, разработанного в тот же период американскими специалистами. В этой связи следует отметить, что ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ обеспечивает реализацию следующих вычислительных процедур:

решение стационарной системы уравнений, описывающих баланс массы, количества движения и энергии для каналов, проходное сечение которых содержит до 300 элементарных ячеек (предусмотрена также возможность увеличения числа этих расчетных ячеек вдвое);

интегрирование уравнений тепловых и гидродинамических процессов для взаимосвязанных элементарных субканалов с пересчетом и автоматическим выбором шага;

оценку распределения расходов по ТГЯ посредством выравнивания продольных градиентов давления в них с соответствующими итерациями на каждом шаге;

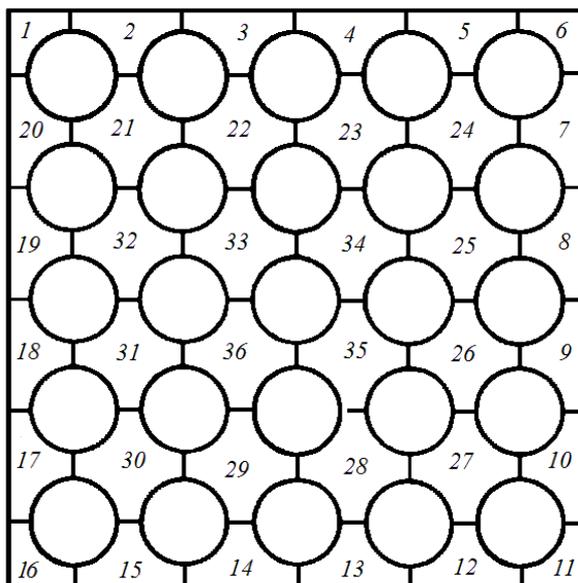
учет трех механизмов поперечного перемешивания (конвективные перетоки, турбулентный обмен и перераспределение расходов по ячейкам с учетом влияния дистанционирующих решеток);

описание турбулентного обмена на основе ряда эмпирических корреляций, выбираемых пользователем из располагаемой библиотеки;

учет гидравлической и тепловой неравноценности элементарных ТГЯ в сечении ТВС.

Кроме того, бесспорным преимуществом математической модели отечественного ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ (в сравнении со всеми известными версиями американского кода RELAP, а также с идеологически подобным ему программным комплексом, например CORSAR) является его «двумерность». Определяющим в этой модели является тот экспериментально установленный при ее локальной верификации факт (соответствующие результаты представлены в работе [1]), что указанная модель предполагает раздельное закипание теплоносителя в основных типах ТГЯ. При этом модель предусматривает наличие зоны поверхностного кипения неравновесной пароводяной смеси, паросодержание которой рассчитывается по зависимости [8] применительно к каждой характерной ТГЯ, рассматриваемой как изолированный канал. С учетом этого обстоятельства гидравлическое сопротивление каждого такого физического субканала оценивается на основе корреляции [9]. В связи с изложенным следует подчеркнуть также и то принципиальное обстоятельство, что цикл отмеченных выше работ, связанных с локальной верификацией «двумерного» ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ, выполнен на основе комплексной реализации тех интеллектуальных диагностических подходов, которые ранее с целью инструментального обеспечения этой верификации были теоретически и экспериментально обоснованы в работе [10]. Показательно, что именно указанные диагностические подходы обеспечили возможность надежного определения на основе ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ фактического положения нижней границы пузырьковой структуры двухфазного парожидкостного потока, что, в свою очередь, обеспечило возможность обоснованной корректировки значений величины гидравлического сопротивления кипящего канала, рассчитываемых с использованием зависимости [9], а также подобных ей экспериментальных корреляций по началу кипения. Следует отметить, что основные результаты процедур локальной верификации этой важной составляющей комплекса замыкающих соотношений современных ТГРК авторы предполагают рассмотреть в дальнейших публикациях.

Заключая рассмотрение определяющих особенностей «двумерного» ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ, необходимо подчеркнуть, что именно использование локальных параметров пароводяного потока, установленных с учетом неравномерности распределения теплогидравлических параметров по сечению ТВС обеспечивает этому программному комплексу возможность уточненного определения локальных запасов до кризиса теплоотдачи для наиболее теплонапряженного ТВЭЛ в каждой ТГЯ. С этой целью указанный ТГРК предполагает использование обобщающих корреляций по КТП, предложенных в работах [5, 6, 11]. При этом теплофизические свойства воды и пара рассчитываются с использованием комплекса компьютерных программ, представленных в работе [12]. Переходя с этих позиций к оценке адекватности предложенного выше «двумерного» подхода к разработке современных ТГРК улучшенной оценки, целесообразно, кроме того, рассмотреть результаты сопоставления расчетных данных, полученных на основе использования кода ПУЧОК БМ-ДФ, с соответствующими расчетами, выполненными посредством компьютерной реализации близкого по своей идеологии к этому отечественному коду американского программного комплекса COBRA-II, описанного в работе [13]. Указанное расчетное сопоставление выполнено для условий электрообогреваемой экспериментальной сборки из 25-и имитаторов ТВЭЛ (три из них без обогрева) с равномерным по длине и



неравномерным по сечению профилем энерговыделения. Обогреваемая длина указанной сборки, продольно омываемой потоком воды под давлением $P \geq 13$ МПа, составляла 1,676 м. Поперечное сечение указанного экспериментального рабочего участка изображено на рис. 1.

Рис. 1. Схема расчетных ТГЯ для экспериментальной сборки с тепловыми имитаторами ТВЭЛ.

Результаты сопоставления данных компь-

ютерного расчета параметров экспериментальной ТВС, которые были получены на основе сопоставления расчетных данных, полученных на основе использования каждого из вышеуказанных «двумерных» ТГРК представлены на рис. 2 для двух различных теплогидравлических параметров, а именно: массовой скорости ρw и балансного паросодержания x_6 в кризисных ячейках указанной ТВС. Как следует из результатов этого сопоставления, каждый из вышеуказанных ТГРК, использующих различные экспериментальные корреляции для замыкания основной системы дифференциальных уравнений, обеспечивает получение достаточно близких значений рассматриваемых теплогидравлических параметров. Таким образом, оба программных комплекса обеспечивают получение близких значений балансного массового паросодержания в расчетных ТГЯ, однако массовые скорости, рассчитанные по ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ, на 5 - 7 % ниже, чем полученные с использованием программного комплекса COBRA-II.

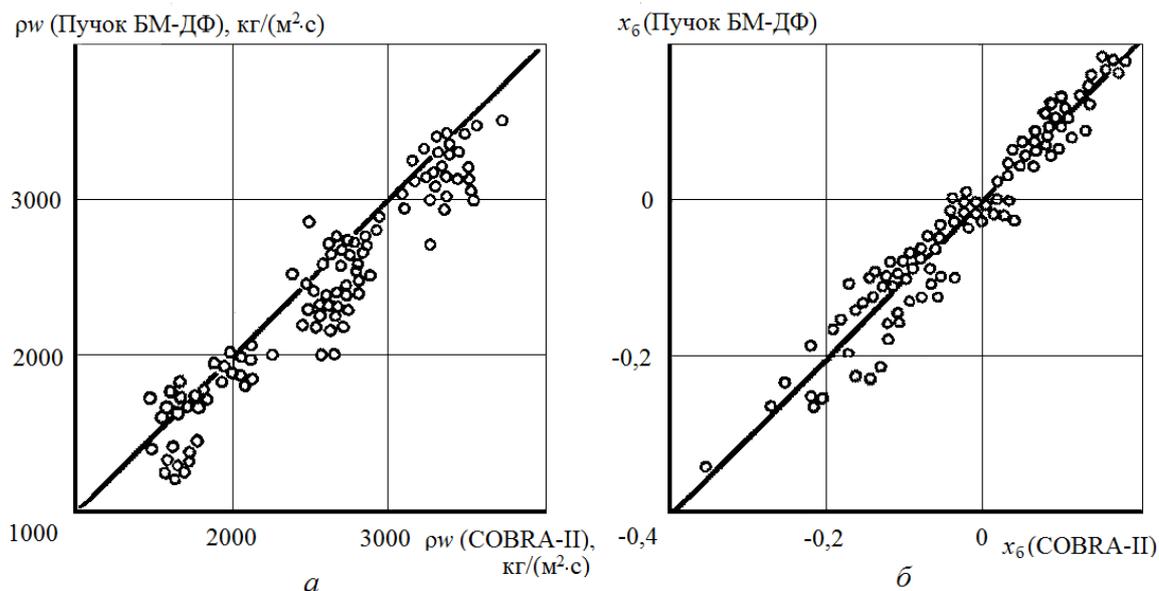
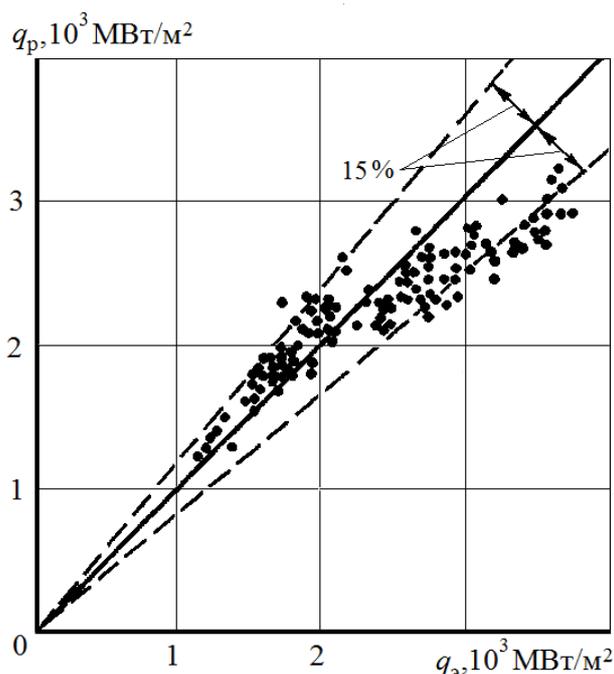


Рис. 2. Результаты сопоставления расчетных значений двух теплогидравлических параметров (массовой скорости ρw и балансного паросодержания x_6), полученных для кризисных ячеек экспериментальной ТВС (см. рис. 1) на основе ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ и COBRA-II: *a* - массовая скорость; *b* - балансное массовое паросодержание.



Оценку соответствия результатов компьютерного расчета иного теплогидравлического параметра, а именно значений КТП в кризисных ячейках экспериментальной сборки (см. рис. 1), которые были получены на основе экспериментов по исследованию кризисов теплоотдачи в указанной ТВС, с данными обобщающей зависимости [7] иллюстрирует рис. 3.

Рис. 3. Результаты сопоставления расчетных (q_p) значений КТП, полученных на основе использования ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ, с данными экспериментов (q_s), обобщенных зависимостью работы [7].

Как следует из результатов этого сопоставления (см. рис. 3), при тепловых нагрузках, не превышающих уровня 3 МВт/м^2 , дисперсия основного массива экспериментальных точек не превышает 15 % относительно значений КТП, полученных в соответствующих экспериментах [7].

На рис. 4 и 5 представлены результаты сопоставления данных расчета и эксперимента по распределению массовой скорости и паросодержания по ячейкам сборки из 16 равномерно обогреваемых стержней в квадратной упаковке длиной 1,66 м из работы [14]. Эксперименты выполнены при давлении 7 МПа. На этих же рисунках представлены результаты соответствующих расчетов, полученные на основе компьютерной реализации версии ТГРК COBRA-III-C из упоминавшейся работы [14]. Структура системы ТГЯ (субканалов) в указанной экспериментальной ТВС, для которых проводился расчет локальных параметров потока теплоносителя, изображена на рис. 6.

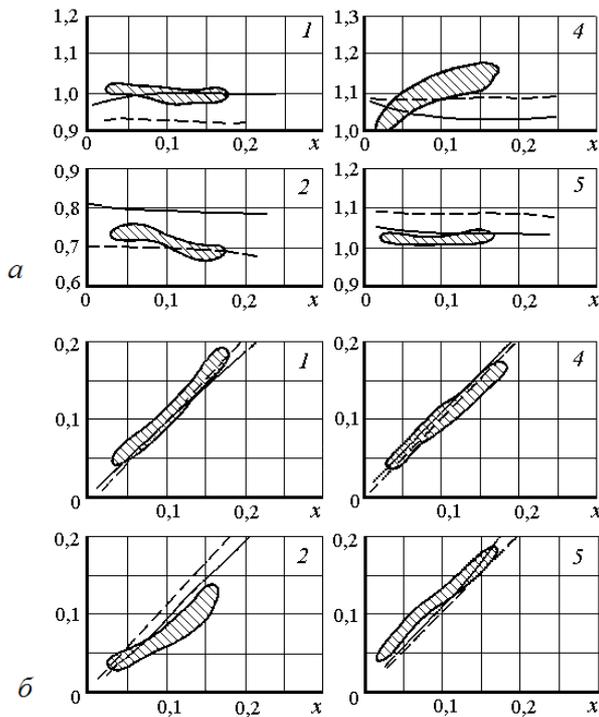


Рис. 4. Результаты сопоставления данных расчета и эксперимента по распределению теплогидравлических параметров по сечению экспериментальной ТВС (см. рис. 6): *a* - относительная массовая скорость в ТГЯ $\rho w_{я} / \rho \bar{w}$; *б* - паросодержание в ТГЯ. Расчетное значение массовой скорости в ячейках соответствует $1500 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$. Номера исследовавшихся ячеек представлены в верхнем правом углу каждого рисунка. Заштрихованная область соответствует данным эксперимента. Сплошная линия представляет данные расчета с использованием ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ. Штриховая линия соответствует данным расчета ТГРК COBRA-III-C.

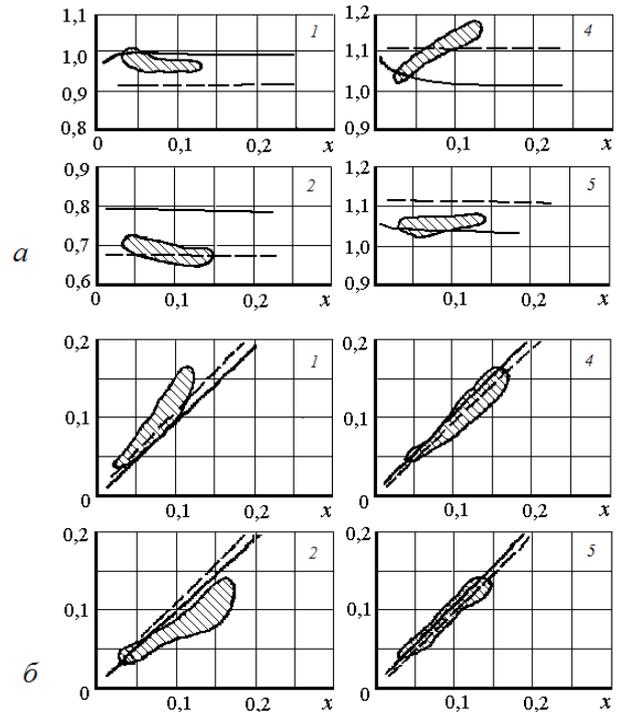


Рис. 5. Результаты сопоставления данных расчета и эксперимента по распределению теплогидравлических параметров по сечению экспериментальной ТВС (см. рис. 6): *a* - относительная массовая скорость в ячейках $\rho w_{я} / \rho \bar{w}$; *б* - паросодержание в ячейках. Расчетное значение массовой скорости в ячейках - $2000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$. Остальные обозначения аналогичны представленным на рис. 4.

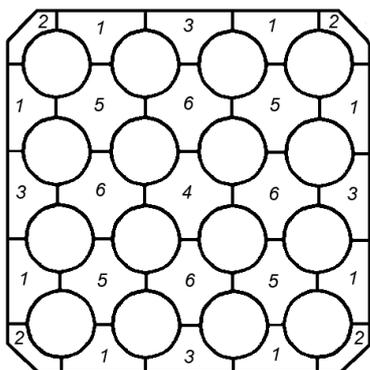


Рис. 6. Структура системы ТГЯ экспериментальной ТВС с тепловыми имитаторами ТВЭЛ из работы [14].

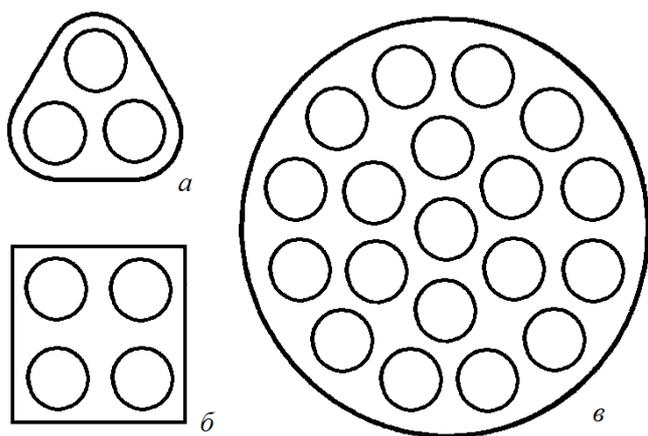


Рис. 7. Схемы расположения тепловых имитаторов ТВЭЛ по сечению экспериментальных ТВС: а - 3-стержневой сборки [15]; б - 4-стержневой [16]; в - 19-стержневой [17].

Представленные на рис 4 и 5 результаты выполненных расчетов и проведенных экспериментов свидетельствуют о достаточно высокой корреляции данных этих исследований. Полученные данные свидетельствуют о вполне приемлемой точности расчетного предсказания неравномерностей в распределении параметров потока по ячейкам сборки, за исключением, пожалуй, угловой ячейки № 2, где оба алгоритма несколько завышают паросодержание. Это обстоятельство, по-видимому, связано с влиянием необогреваемой поверхности, которое для угловой ячейки наиболее заметно. При оценке адекватности «двумерного» подхода к разработке эффективных ТГРК особый интерес представляют данные по кризису теплоотдачи в ТВС реальной длины, поскольку неравномерность энтальпии по сечению в этом случае может накапливаться до больших значений. С этой целью посредством компьютерной реализации ТГРК ПУЧОК БМ-ДФ, а также на использования расчетной корреляции [7] обработаны экспериментальные данные по КТП в стержневых сборках с обогреваемой длиной 7,0 м [15 - 17]. Поперечные сечения экспериментальных ТВС, использовавшихся в указанных работах, представлены на рис. 7.

Далее на рис. 8 - 10 приведены результаты сопоставления расчетных данных с экспериментальными для различныхборок в виде зависимости отношения расчетных и экспериментальных значений критической мощности $N_{кр}^p/N_{кр}^э$ от относительной энтальпии потока на входе.

При этом на рис. 8 представлены результаты сопоставления расчетных данных с экспериментальными данными [15] для участка, состоящего из трех стержней диаметром 14 мм, расположенных по треугольной решетке с шагом 16,1 мм в канале с проходным сечением треугольной формы. Дистанционирование осуществлялось решетками сотового типа, располагавшимися с шагом 350 мм. Профиль энерговыделения по сечению указанного рабочего участка являлся равномерным, а по высоте был выбран двухступенчатым: на длине 6 м $q/\bar{q} = 0,89$ и на длине 1 м вблизи выхода - 1,65. Из рис. 8 следует, что расчетные данные с использованием корреляции [7] вполне приемлемо согласуются с результатами экспериментов.

На рис. 9 представлены результаты сопоставления расчетных данных с экспериментальными результатами [16] для ТВС, состоящей из четырех тепловых имитаторов ТВЭЛ диаметром 13,5 мм, расположенных в квадратной решетке с шагом 15,5 мм. В канале установлены 19 дистанционирующих решеток с шагом 350 мм. Тепловыделение являлось равномерным по сечению и по высоте. Получена достаточно высокая корреляция этих расчетных и экспериментальных данных при использовании расчетной зависимости [7].

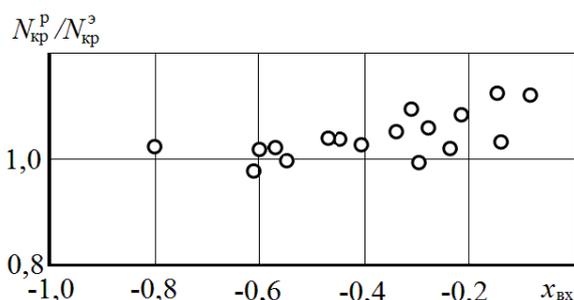


Рис. 8. Сравнение величины расчетной $N_{кр}^p$ и экспериментального значения $N_{кр}^э$ критических мощностей в 3-стержневой ТВС [15] в зависимости от относительной энтальпии на входе $x_{вх}$ при давлении 7,35 МПа и массовой скорости 1000 - 3000 кг/(м²·с).

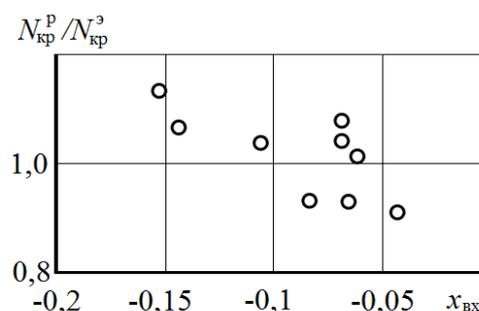
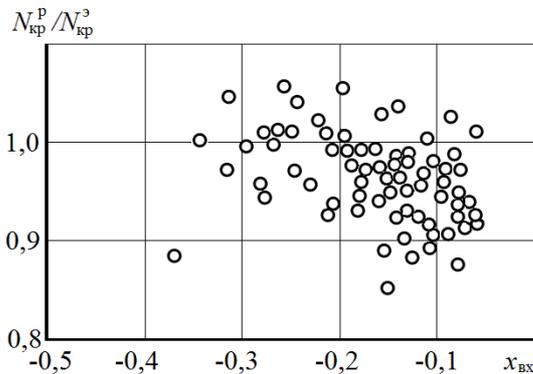


Рис. 9. Сравнение расчетной и экспериментальной критических мощностей для 4-стержневой ТВС [16] в зависимости от относительной энтальпии на входе $x_{вх}$ при давлении 6,86 МПа и $\rho w = 1000 \div 2500$ кг/(м²·с).

На рис. 10 представлено сопоставление расчетных данных с данными эксперимента [17] для 19-стержневых ТВС с обогреваемой длиной 7,0 м и неравномерным тепловыделением по сечению и длине. Стержни диаметром 13,5 мм располагались с шагом 16 мм по треугольной и четырехугольной решеткам в цилиндрическом канале диаметром 80 мм. Дистанционирование стержней осуществлялось решетками сотового типа с интервалом 350 мм. Как видно из рис. 10, получена вполне приемлемая корреляция расчетных данных с результатами эксперимента. Основной массив расчетных данных имеет дисперсию на уровне 10 % относительно экспериментально зафиксированных значений.



Основной массив расчетных данных имеет дисперсию на уровне 10 % относительно экспериментально зафиксированных значений.

Рис. 10. Сравнение расчетной и экспериментальной критических мощностей для 19-стержневой ТВС [17] в зависимости от относительного теплосодержания на входе $x_{вх}$ при давлении $p = 6,0 \div 8,0$ МПа и $\rho w = 1400 \div 3000$ кг/(м²·с).

Таким образом, высокая корреляция расчетных и экспериментальных данных позволяет с высокой степенью надежности рекомендовать метод ТГЯ, реализуемый программой ПУЧОК БМ-ДФ и корреляции [7] для анализа условий работы ТВЭЛ в сборках большой длины.

Заключая вышеизложенное, представляется возможным сделать следующие выводы.

1. Расчеты кризисов теплоотдачи в каналах энергетических ВОЯР в подавляющем большинстве современных ТГРК (RELAP, CORSAR и др.) практически безальтернативно реализуются на основе эмпирических соотношений, полученных в экспериментах с цилиндрическими каналами, для которых характерным является распределение важнейших параметров ТГП вдоль одной – аксиальной – координаты такого канала.

2. Реальная физика штатных и аварийных ТГП, которые в соответствующих условиях протекают в ТВС ВОЯР, фактически является дву- и трехмерной.

3. Игнорирование пространственного (в первую очередь двумерного) характера распределения параметров ТГП по сечению ТВС способно приводить к значительным ошибкам при расчете КТП на основе использования одномерных ТГРК и соответствующих расчетных корреляций, особенно в области аварийных пониженных давлений теплоносителя.

4. При оценке условий возникновения кризиса теплоотдачи в ТВС существенные преимущества с точки зрения точности полученных оценок КТП обеспечивает применение двумерных ТГРК (ПУЧОК БМ-ДФ, СОБРА), которые основаны на численном анализе ТГП, протекающих в характерных ТГЯ, т.е. субканалах стержневых сборок ТВЭЛ.

5. Значительный практический интерес представляет также анализ методик расчетного определения начала кипения в тепловыделяющих сборках реакторов ВВЭР на основе современных версий теплогидравлических кодов. Анализ указанных методик целесообразно выполнить в следующей публикации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизика безопасности атомных электростанций: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 484 с.
2. *Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. - 528 с.
3. *Теплофизика повреждений реакторных установок: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. - 528 с.
4. Башкин В. С., Миронов Ю. В., Смолин В. Н., Шпанский С. В. Расчет кризиса теплоотдачи при кипении в стержневых сборках с учетом теплогидравлики элементарных ячеек // Опыт эксплуатации Белоярской АЭС. Ч. 2. Физика, теплофизика и гидродинамика ядерных реакторов. Информ. материалы. – Свердловск: УрО АН СССР, 1988.
5. *Анализ условий возникновения кризиса теплоотдачи в стержневых сборках методом ячеек* / В. С. Башкин, Ю. В. Миронов, В. Н. Смолин и др. // Теплофизика-82. Теплотехническая безопасность ядерных реакторов ВВЭР. - Т. 4. - Прага, 1982. - С. 135 - 141.

6. Осмачкин В. С., Лысцова Н. Н. Сравнение опытных данных по условиям кризиса теплообмена в моделях топливных сборок реакторов ВВЭР с результатами расчета по методике ИАЭ // Препринт; ИАЭ-2558. – М., 1975.
7. Смолин В. Н., Поляков В. К. Методика расчета кризиса теплоотдачи при кипении теплоносителя в стержневых сборках // Семинар ТФ-78. Теплофизические исследования для обеспечения надежности и безопасности ядерных реакторов водо-водяного типа. - Будапешт, 1978. - Т. 2. - С. 475 - 486.
8. Молочников Ю. С., Баташова Г. Н. Истинное паросодержание при кипении воды с недогревом в трубах // Достижения в области исследований теплообмена и гидравлики двухфазных потоков в элементах энергооборудования. - М.: Наука, 1973. - С. 75.
9. Осмачкин В. С., Борисов В. Д. Гидравлическое сопротивление пучков тепловыделяющих стержней в потоке кипящей воды. Препринт ИАЭ-1957. - М., 1970.
10. Шараевський І. Г. Розпізнавання передаварійних теплогідравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис. ... д-ра техн. наук. - К.: ІПБ АЕС НАН України, 2010. - 48 с.
11. Тонг Л. Кризис кипения и критический тепловой поток. - М.: Атомиздат, 1976.
12. Никонов А. П., Никонов С. П., Катковский Е. А. H₂O. - Пакет прикладных программ на ФОРТРАНе для расчета теплофизических свойств и их производных для воды и пара // Препринт; ИАЭ-3344/16. - М., 1980.
13. Eide S. A., Golluia R. C. Evaluation and results of loft steady-state departure from nucleate boiling tests. TREE-NUREG-1043. Idaho National Engineering Laboratory, 1977.
14. Herkenrath H., Hufschmidt W. Experimental subchannel investigation in a 16-rod test section by means of the isokinetic sampling technique, Multiphase Trans: Fundam. React. Safety, Appl. Proc. Multiphase Flow and Heat Transfer Symp. - Workshop. Miami Beach Fla, 16 - 18 Apr., 1979. - Vol. 3. - P. 1713 - 1736.
15. Smolin V. N., Polyakov V. K. Coolant Boiling Crisis in Rod Assemblies. Sixth International Heat Transfer Conference.- General Paper S., V-5, Toronto, Canada, 1978, p. 47.
16. Перепелица Н. И., Сапанкевич А. П., Сердунь Н. П. Проверка принципов моделирования пучков стержней при исследовании кризиса теплоотдачи и интенсификации теплосъема // Теплоэнергетика. - 1978. - № 9. - С. 80 - 82.
17. Осмачкин В. С. Кризис теплообмена при движении кипящей воды вдоль пучков тепловыделяющих стержней // Препринт; ИАЭ-2014. - М., 1972.

Н. М. Фіалко¹, Г. І. Шараєвський¹, С. В. Бабак², О. І. Шараєвська¹

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

² ДП «Науково-технічний центр новітніх технологій» НАН України, пр. Машинобудівний, 28, Київ, 03067, Україна

ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВОГО ВИЗНАЧЕННЯ КРИЗИ ТЕПЛОВІДДАЧІ У ТЕПЛОВІДІЛЯЮЧИХ ЗБІРКАХ РЕАКТОРІВ ВВЕР НА ОСНОВІ СУЧАСНИХ ВЕРСІЙ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ КОДІВ

Виконано аналіз адекватності програмних комп'ютерних комплексів ПУЧОК БМ-ДФ та COBRA, що призначені для розрахунку основних параметрів безпеки водоохолоджуваних ядерних реакторів. Цей розрахунок засновано на визначенні локальних теплогідравлічних параметрів потоку теплоносія у стрижневих збірках тепловиділяючих елементів. Представлено результати порівняння виконаних експериментів з визначення розподілу основних теплогідравлічних параметрів потоку у характерних субканалах стрижневих збірок тепловиділяючих елементів з даними розрахунку цих параметрів на основі вищевказаних комп'ютерних кодів. Особливу увагу приділено аналізу експериментальних та розрахункових даних щодо визначення умов виникнення кризи тепловіддачі у стрижневих збірках тепловиділяючих елементів. Показано можливість надійного визначення критичного теплового потоку на основі використання зазначених двомірних комп'ютерних кодів.

Ключові слова: реактор ВВЕР, криза тепловіддачі, теплогідравлічний код.

N. M. Fialko¹, G. I. Sharaevsky¹, S. V. Babak², E. I. Sharaevskaya¹

¹ Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine

² Government enterprise "Scientific-technical center of high technologies" NAS of Ukraine, Mashinobudivny side str., 28, Kyiv, 03067, Ukraine

THE PROBLEMS OF CALCULATION OF HEAT TRANSFER CRISIS IN FUEL ASSEMBLIES OF PW REACTORS BASED ON MODERN VERSIONS OF THERMOHYDRAULIC CODES

This article gives an analysis of the adequacy of computer software systems FASCICLE BM-DF and COBRA, which are designed to calculate the main parameters of the safety of water-cooled nuclear reactors. This calculation is based on determining the local thermal-hydraulic parameters of the flow of coolant in the fuel rod assembled elements.

In this article introduced the results of the comparison of experiments performed to determine the distribution of the main thermal-hydraulic flow parameters characteristic of subchannels of fuel rod assembled elements with the data for calculating these parameters on the basis of declared computer codes. Particular attention is paid to the analysis of experimental and calculated data, by definition, burnout in rod fuel assembled elements. In the article is shown the possibility of a reliable determination of this important parameter of a nuclear reactor safety through the use of two-dimensional computer code FASCICLE BM-DF and COBRA.

Keywords: PW reactors, heat transfer crisis, heat-hydraulic code.

REFERENCES

1. *Thermophysics of Nuclear Power Plants Safety: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chornobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2010. - 484 p. (Rus)
2. *Thermophysics of Nuclear Reactors Damages: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chornobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2012. - 528 p. (Rus)
3. *Thermophysics of Nuclear Reactors Defects: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chornobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2013. - 528 p. (Rus)
4. *Bashkin V. S., Mironov Yu. V., Smolin V. N., Shpansky S. V.* Payment crisis boiling heat transfer in rod assemblies based on thermal hydraulics unit cells // Operating experience Beloyarsk. Part 2. Physics, thermal physics and hydrodynamics of nuclear reactors. Inform. m-ly. - Sverdlovsk, Ural Branch AS of the USSR, 1988. (Rus)
5. *Analysis of the conditions of heat transfer crisis in rod assemblies by cells method* / V. S. Bashkin, Yu. V. Mironov, V. N. Smolin and others // Thermophysics 82. Heat engineering VVER nuclear reactor safety. - T. 4. - Prague, 1982. - P. 135 - 141. (Rus)
6. *Osmachkin V. S., Lystsova N. N.* Comparison of experimental data on heat transfer in terms of crisis models VVER fuel assemblies with the results of the calculation procedure IAE // Preprint; IAE-2558. - Moskva, 1975.
7. *Smolin V. N., Polyakov V. K.* Methods of calculating heat transfer crisis during boiling coolant rod assemblies // Seminar TF-78. Thermophysical investigations to ensure the reliability and safety of nuclear reactors, pressurized water type. - Budapest, 1978. - T. 2. - P. 475 - 486. (Rus)
8. *Molochnikov Yu. S., Batashova G. N.* True vapor content at boiling subcooled water in the pipes // Advances in research of heat transfer and hydraulic two-phase flows in the elements of power equipment. - Moskva: Nauka, 1973. - P 75. (Rus)
9. *Osmachkin V. S., Borisov V. D.* Hydraulic resistance of the fuel rod bundles in boiling water flow. Preprint IAE-1957. - Moscow, 1970. (Rus)
10. *Sharaevsky I. G.* Recognition of pre-demand heat-hydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors. Author. ... Doctor. Sc. - Kiev: ISP NPP National Academy of Sciences of Ukraine, 2010. - 48 p. (Ukr)
11. *Tong L.* Crisis boiling and critical heat flux. - Moskva: Atomizdat, 1976. (Rus)
12. *Nikonov A. P., Nikonov S. P., Katkovsky E. A.* H₂O - Software package in FORTRAN for the calculation of thermophysical properties and their derivatives for water and steam // Preprint IAE-3344/16. - Moskva, 1980. (Rus)
13. *Eide S. A., Golluia R. C.* Evaluation and results of loft steady-state departure from nucleate boiling tests. TREE-NUREG-1043. Idaho National Engineering Laboratory, 1977.
14. *Herkenrath H., Hufschmidt W.* Experimental subchannel investigation in a 16-rod test section by means of the isokinetic sampling technique, Multiphase Trans: Fundam. React. Safety, Appl. Proc. Multiphase Flow and Heat Transfer Symp. - Workshop. Miami Beach Fla, 16 - 18 Apr., 1979. - Vol. 3. - P. 1713 - 1736.
15. *Smolin V. N., Polyakov V. K.* Coolant Boiling Crisis in Rod Assemblies. Sixth International Heat Transfer Conference. - General Paper S. V-5, Toronto, Canada, 1978, p. 47.
16. *Perepelitsa N. I., Sapankevich A. P., Serdun N. P.* Checking principles modeling beams rods in the study of heat transfer crisis and intensification of heat removal // Теплоэнергетика. - 1978. - No. 9. - P. 80 - 82. (Rus)
17. *Osmachkin V. S.* Heat transfer crisis in boiling water movement along the beams of the fuel rods // Preprint; IAE-2014. - Moskva, 1972. (Rus)

Надійшла 23.12.2013

Received 23.12.2013