

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ НОВОЙ ИНТЕГРАЛЬНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ВВЭР-И

© 2024 г. М. М. Бедретдинов^а, О. Е. Степанов^а, Д. Н. Мойсин^{а, *}, М. А. Быков^а

^аОКБ “Гидропресс”, ул. Орджоникидзе, д. 21, г. Подольск, Московская обл., 142103 Россия

*e-mail: daniilmoyzin@mail.ru

Поступила в редакцию 06.01.2024 г.

После доработки 25.01.2024 г.

Принята к публикации 03.02.2024 г.

В современных условиях развития атомной энергетики необходимо диверсифицировать проекты новых энергоблоков АЭС, отличающихся от ранее построенных гибкостью к требованиям заказчика и системами безопасности, основанными на полностью пассивных принципах ее обеспечения. В ОКБ “Гидропресс” в 2022 г. были начаты работы по эскизному проектированию новой интегральной водо-водяной реакторной установки ВВЭР-И с естественной циркуляцией теплоносителя базовой тепловой мощностью 250 МВт. В проекте предусмотрены пассивные системы безопасности, способные надежно отводить тепло от активной зоны при долговременной потере всех источников электроснабжения АЭС и при отсутствии участия оператора. Приведены результаты расчетов теплогидродинамики новой реакторной установки с применением аттестованного для анализов безопасности кода КОРСАР/ГП. Разработана и протестирована теплогидравлическая модель реакторной установки, которую можно использовать для расчетов стационарных условий нормальной эксплуатации, а в дальнейшем и для моделирования динамики развития аварийных сценариев. Расчетами по системному коду подтвержден правильный выбор основных геометрических параметров реактора и теплообменной поверхности парогенератора для работы на номинальной мощности. По результатам расчетов для оптимизации конструкции предложено использовать чехловой парогенератор, что позволит исключить паразитные протечки теплоносителя мимо теплообменной поверхности. Показано, что разработанная реакторная установка имеет существенный потенциал для форсирования тепловой мощности без принципиального изменения конструкции вплоть до 400 МВт. Результаты исследований могут быть использованы при проектировании новых реакторов типа ВВЭР с естественной циркуляцией теплоносителя, в том числе при разработке пассивных систем безопасности.

Ключевые слова: малый модульный реактор, код КОРСАР, безопасность АЭС, ядерная энергетика, естественная циркуляция, интегральный реактор, встроенный парогенератор, целевые параметры, теплоноситель, активная зона

DOI: 10.56304/S0040363624700012

В настоящее время становятся все более востребованными малые АЭС. Интерес к атомным электростанциям малой мощности повышается не только в России, но и в мире, в том числе как к замене тепловых электростанций для снижения выбросов продуктов сгорания углеводородного топлива. Потенциальных областей их использования много, для России это в первую очередь надежное энергоснабжение отдаленных территорий.

Проекты атомных электростанций малой мощности (АСММ) чаще всего представляют собой набор однотипных блоков малых модульных реакторов (ММР) мощностью до 400 МВт каждый, количество которых и интегральная мощность АСММ гибко подбираются под нужды за-

казчика. Малые модульные реакторы — это реакторы нового поколения, основные компоненты и системы которых собраны на предприятии-изготовителе, а затем транспортированы в виде модулей на места постоянной дислокации. Ключевыми движущими силами развития малых модульных реакторов являются удовлетворение потребности в гибком производстве электроэнергии для более широкого круга пользователей и приложений, замене устаревших установок, работающих на ископаемом топливе.

Помимо России и США, где ведутся разработки сразу нескольких проектов АСММ, а также прорабатываются меры их государственной поддержки, концепции реакторов малой мощности

реализуются в Японии, Китае, Южной Корее, Франции, Германии, Италии, Аргентине, Бразилии, Нидерландах, Индонезии. Заинтересованность в объектах малой атомной энергетики во многих странах подкрепляется наличием проектных разработок NuScale [1] и mPower (США), IMR (Япония), SMART (Республика Корея) и др. [2–4]. Разрабатываются малые модульные аппараты для всех основных линий реакторов: водо-водяных, высокотемпературных газоохлаждаемых, жидкометаллических, натриевых и газоохлаждаемых со спектром быстрых нейтронов, жидкосолевых. Из них в эксплуатации находятся китайский газоохлаждаемый высокотемпературный HTR-PM [(210 МВт (эл.)) и плавучая атомная электростанция (ПАЭС) “Академик Ломоносов” на базе двух водо-водяных реакторов КЛТ-40. На этапе строительства находятся водо-водяные реакторы АСР-100 (с принудительной циркуляцией, мощностью 100 МВт, Китай) и CAREM (с естественной циркуляцией, мощность около 100 МВт, Аргентина). Также ведутся работы по адаптации к наземному размещению водо-водяного реактора с принудительной циркуляцией РИТМ-200, эксплуатируемого на атомных ледоколах.

В связи с нарастающими потребностями в АЭС малой мощности в 2022 г. в ОКБ “Гидропресс” были также начаты первоначальные конструкторские разработки интегрального реактора малой мощности ВВЭР-И [5]. Проводились расчеты по выбору размеров контура циркуляции и теплообменной поверхности парогенератора, а также по обеспечению надежности охлаждения активной зоны [6]. Расчеты выполнялись с использованием инженерной методики, базирующейся на равенстве движущего напора естественной циркуляции суммарному гидравлическому сопротивлению контура циркуляции для обоснования отвода тепловой мощности активной зоны через парогенератор (ПГ) с помощью замыкающих соотношений по теплообмену и гидравлическим сопротивлениям, также с применением канальных теплогидравлических кодов для активной зоны.

В настоящей работе приведены результаты расчетов теплогидродинамики реакторной установки с использованием широко применяемого в анализах безопасности АЭС с ВВЭР аттестованного кода КОРСАР/ГП [7], который позволяет моделировать одно- и двухфазные потоки в стационарных и нестационарных условиях.

Целями и задачами настоящей работы являлись:

разработка базовой теплогидравлической модели реактора по коду КОРСАР/ГП, которую можно использовать для расчетов стационарных условий нормальной эксплуатации и в дальнейшем, после доработки модели, для моделирования динамики развития аварийных сценариев;

подтверждение корректности выбора основных геометрических параметров I контура и теплообменной поверхности ПГ для условий номинальной мощности;

теплогидравлическое обоснование возможности форсирования тепловой мощности реактора без принципиального изменения его конструкции.

ОПИСАНИЕ ЭСКИЗА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-И

При разработке эскиза нового реактора использовались конструкторские решения, основанные на успешном опыте проектирования и эксплуатации серий реакторов типа ВВЭР. Реакторная установка ВВЭР-И представляет собой водо-водяной реактор с естественной циркуляцией теплоносителя и интегральным парогенератором с U-образными вертикальными теплообменными трубками. Питательная вода раздается в теплообменные трубки, а теплоноситель I контура движется в межтрубном пространстве парогенератора. Активная зона состоит из 91 укороченной чехловой тепловыделяющей сборки (ТВС) на базе конструкции ТВС-2М без двух периферийных рядов твэлов с продолжением чехла над греющей частью ТВС для снижения относительного паросодержания до отрицательных значений на выходе из наиболее энергонапряженных ТВС. Эскиз реакторной установки представлен на рис. 1, а.

Тепловая мощность реакторной установки (РУ) в номинальном режиме работы выбрана равной 250 МВт с возможностью форсирования до 400 МВт без принципиального изменения конструкции. В соответствии с предварительным анализом паротурбинного цикла для базового варианта приняты следующие значения параметров:

Расход питательной воды, кг/с.....	114
Температура питательной воды, °С.....	184
Давление, МПа:	
в I контуре	13
во II контуре.....	3

Парогенератор спроектирован для выработки перегретого пара температурой около 290°C.

Компенсатор давления на текущем этапе проектирования вынесен из корпуса реактора. Система управления и защиты по основным принципам своей работы близка к используемой на РУ ВВЭР большой мощности. Концепция безопасности включает четыре уровня глубоко эшелонированной защиты с широким применением пассивных систем безопасности.

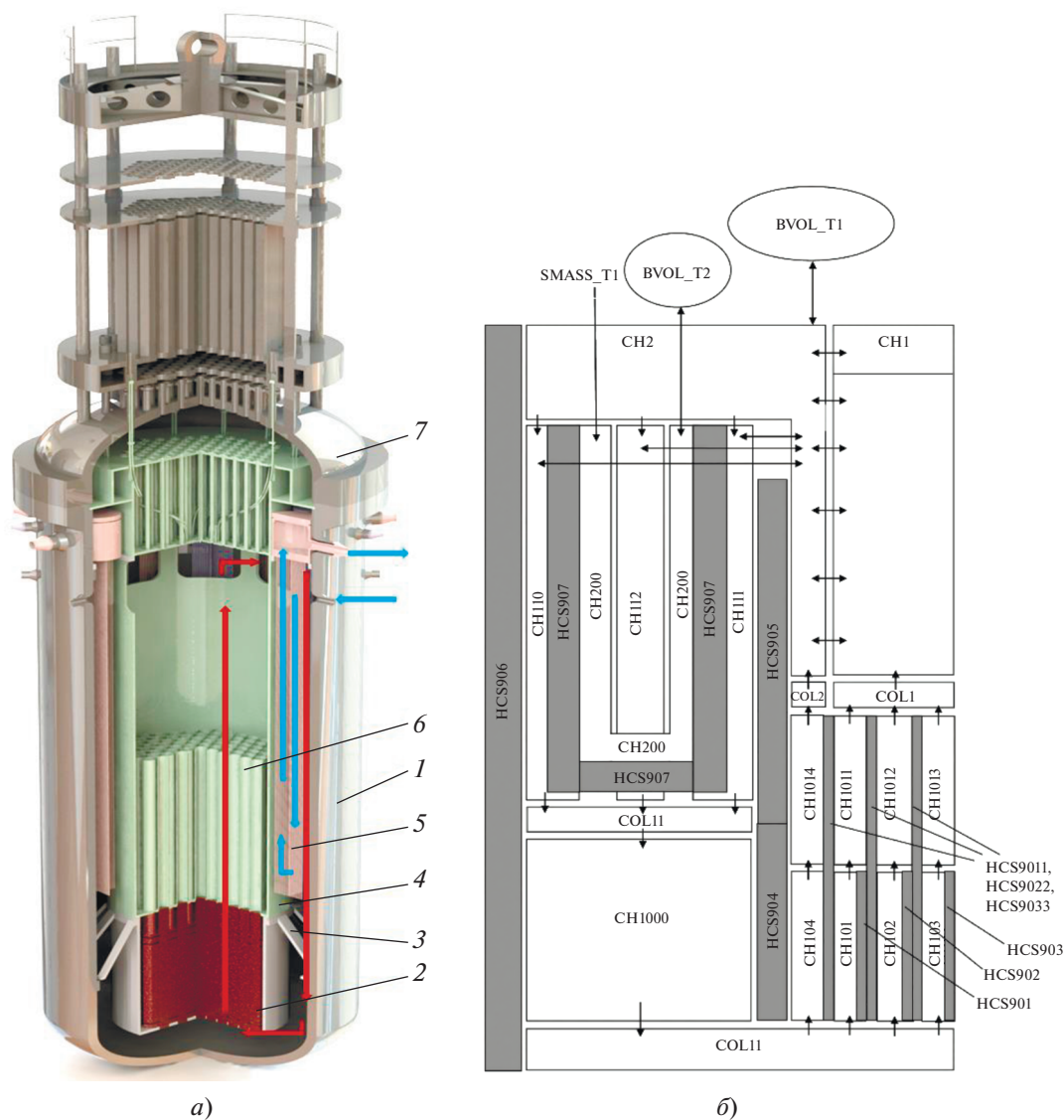


Рис. 1. Эскиз (а) и расчетная модель (б) реакторной установки.

1 – корпус реактора; 2 – активная зона; 3 – нижняя внутрикорпусная ферма; 4 – корзина; 5 – парогенератор; 6 – блок тяговых труб; 7 – крышка

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ КОДА КОРСАР/ГП

Расчетная модель, разработанная по коду КОРСАР/ГП для моделирования теплогидравлических процессов в границах корпуса интегральной реакторной установки, приведена на рис. 1, б.

Параллельные каналы СН101–СН103 моделируют проточную часть чехловых ТВС активной зоны. В каналах заданы источники тепла в виде твэлов посредством тепловых структур HCS901–HCS903, стенки чехлов ТВС моделируются тепловыми структурами HCS9011, HCS9022, HCS9033. Канал СН104 моделирует межчехловое пространство активной зоны, каналы СН1011–СН1013 – проточную часть тяговых труб над ТВС, канал

СН1014 – межтрубное пространство над активной зоной. Тепловыми элементами HCS904 и HCS905 моделируются стенка выгородки активной зоны и внутрикорпусной шахты соответственно. Тепловой элемент HCS906 моделирует стенку корпуса реакторной установки. С помощью гидравлического элемента типа камера COL1 моделируется часть объединенного пространства над подъемным участком чехлов ТВС, с помощью элемента типа камера COL2 – часть пространства над каналом, моделирующим межтрубное пространство над активной зоной. Элементы типа канал СН1 и СН2 моделируют пространство внутрикорпусной шахты над камерами COL1 и COL2. Каналы СН1 и СН2 соединены

между собой поперечными связями типа JN по всей длине, канал СН2 имеет поперечные связи (моделирующие переливные окна из внутрикорпусной шахты в кольцевой зазор парогенераторов) с каналами СН110, СН111 и СН112 на соответствующей высоте. Канал СН110 моделирует проточную часть “холодной” половины ПГ (в которую по II контуру раздается питательная вода) по I контуру, канал СН111 – “горячую” половину ПГ (на выходе из которой по II контуру генерируется перегретый пар) по I контуру. Канал СН112 моделирует пространство между “горячей” и “холодной” половинами ПГ по I контуру. Каналы СН110 и СН112, а также СН112 и СН111 соединены по всей высоте между собой поперечными связями типа JN, моделирующими возможные поперечные перетечки теплоносителя между половинами ПГ и пространством между пучками теплообменных труб. Камера COL11 моделирует часть пространства в кольцевом зазоре после объединения расчетных каналов ПГ по I контуру, канал СН1000 – пространство кольцевого зазора между камерой COL11 и камерой COL111, которая, в свою очередь, моделирует пространство, заполненное теплоносителем на входе в активную зону.

Канал СН200 моделирует тракт парогенератора по II контуру. Для данного канала (как и для термически связанных с ним каналов с теплоносителем I контура СН110–СН112) предусмотрена возможность изменения числа ячеек N в целях исследования на сеточную сходимость. Канал имеет $N/2$ ячеек на “холодную” половину ПГ, $N/2$ на “горячую” и одну горизонтальную ячейку, моделирующую гиб трубок ПГ. Этот канал граничит с тепловым элементом HCS907, моделирующим теплообменный пучок ПГ, который, в свою очередь, граничит с каналами I контура СН110, СН111 и СН112. Элемент типа SMASS_T1 моделирует подачу питательной воды в ПГ с заданными параметрами. Элементы типа BVOL_T1 и BVOL_T2 моделируют граничные условия с фиксированными параметрами по давлению для I контура (компенсатор давления) и ПГ (пароотводящие трубы) соответственно.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ ДИСКРЕТИЗАЦИИ МОДЕЛИ НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

На первом этапе работы по моделированию режима нормальной эксплуатации интегральной реакторной установки ВВЭР-И исследовалось влияние пространственной дискретизации расчетной модели на результаты расчетов в целях получения сеточно-независимых результатов. В связи с тем что течение теплоносителя в I контуре однофазное, а образование второй фазы и наибольшие изменения плотности и температур происходят в зоне теплообменной поверхности ПГ во II контуре, было проведено исследование влияния пространственной дискретизации по длине теплообменной поверхности ПГ на результаты расчетов.

В качестве целевых параметров, влияние дискретизации на которых исследовалось, были приняты температура на входе в активную зону РУ и выходе из нее, расход через активную зону и температура пара на выходе из ПГ.

При этом стенки трубного пучка ПГ, тракт ПГ по II контуру, каналы, моделирующие проточную часть ПГ по I контуру, верхняя часть внутрикорпусной шахты и верхняя часть корпуса РУ, расположенные на той же высоте, что и ПГ, также были соответственно разбиты на одно и то же количество ячеек. Высота ПГ составляла около 6 м. Все перечисленные элементы РУ в рамках исследования влияния пространственной дискретизации на результаты расчетов были разделены на пять расчетных вариантов, в которых на ПГ приходилось 10, 20, 30, 40 и 50 ячеек по высоте. Расчеты стационарного режима проводили от начальных условий до стабилизации параметров теплоносителя I и II контуров. В табл. 1 приведены результаты расчетов в абсолютных величинах, а на рис. 2 – в виде отклонения этих результатов от точного значения в зависимости от числа ячеек (за “точное” значение принят результат расчетов с числом ячеек 50).

Полученные данные демонстрируют неплохую сходимость. Показано, что для достиже-

Таблица 1. Влияние пространственной дискретизации на результаты расчетов

Параметр	N				
	10	20	30	40	50
Расход теплоносителя в активной зоне $G_{a.з.}$, кг/с	945	990	991	992	993
Температура, °C:					
на выходе из активной зоны $t_{вых}$	313.5	311.5	310.5	310	309.8
на входе в активную зону $t_{вх}$	264.2	264	262.8	262.4	262.2
пара $t_{п}$	297.0	296.0	294.9	294.7	294.6

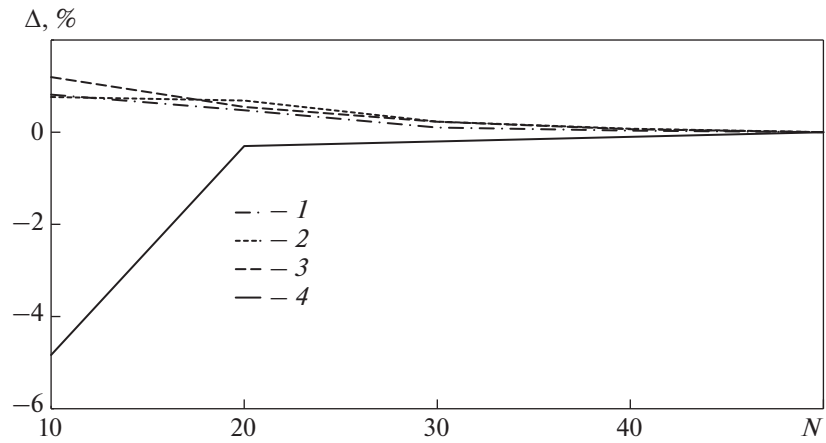


Рис. 2. Зависимость отклонения результатов расчетов Δ от числа ячеек N .
 $1 - t_{\text{п}}$; $2 - t_{\text{вх}}$; $3 - t_{\text{вых}}$; $4 - G_{\text{a.з.}}$

ния сеточно-независимых результатов расчета необходимо использовать модель с числом расчетных ячеек по высоте парогенератора не менее 30. Далее использовали модель для варианта с 50 ячейками по высоте ПГ.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ДЛЯ БАЗОВОЙ НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ

Для базового варианта реактора тепловой мощностью 250 МВт температура теплоносителя на входе в активную зону составляет около 262°С, на выходе из активной зоны – 310°С, температура генерируемого перегретого пара – 295°С. Осредненная по высоте скорость теплоносителя в активной зоне равна примерно 1 м/с. Расход теплоносителя в I контуре в стационарном режиме эксплуатации устанавливается на уровне 993 кг/с. Результаты, полученные по коду КОРСАР/ГП, в сравнении с данными расчетов, выполненных ранее по инженерной методике [4], приведены в табл. 2.

Результаты расчетов по методике [6] и по программе КОРСАР/ГП различаются, что связано с консервативным использованием инженерных коэффициентов запаса, приводящим к некоторому занижению расхода теплоносителя I контура и температуры пара, а также завышению перепада

температуры между входом в активную зону и выходом из нее.

Результаты расчетов распределения скоростей и температур теплоносителя в межтрубном пространстве парогенератора в I контуре, представленные на рис. 3, свидетельствуют о неравномерности скорости теплоносителя в “холодной” половине ПГ (со стороны входа питательной воды). Пароперегревательный участок ПГ начинается фактически сгиба теплообменного пучка по “холодной” половине парогенератора, чем и вызвана большая неравномерность расхода теплоносителя в кольцевом зазоре ПГ в I контуре.

После полученных результатов поперечные связи, объединяющие между собой каналы парогенераторов по I контуру, были исключены из расчетной модели. Это привело к выравниванию скоростей и температур теплоносителя по половинам парогенератора (рис. 4). Распределение паросодержания по длине теплообменного пучка ПГ по II контуру показано на рис. 5, на котором видно, что исключение поперечных связей в расчетной модели позволяет “перебросить” испарительный участок на “горячую” половину ПГ.

Также наблюдаются понижение температуры теплоносителя на входе в активную зону и выходе из нее (табл. 3) и повышение температуры пара на

Таблица 2. Результаты расчета параметров теплоносителя при базовой мощности 250 МВт

Параметр	Метод расчета	
	по инженерной методике [6]	по коду КОРСАР/ГП
$G_{\text{a.з.}}$, кг/с	922	993
Температура, °С:		
$t_{\text{вых}}$	310	310
$t_{\text{вх}}$	258	262
$t_{\text{п}}$	285	295

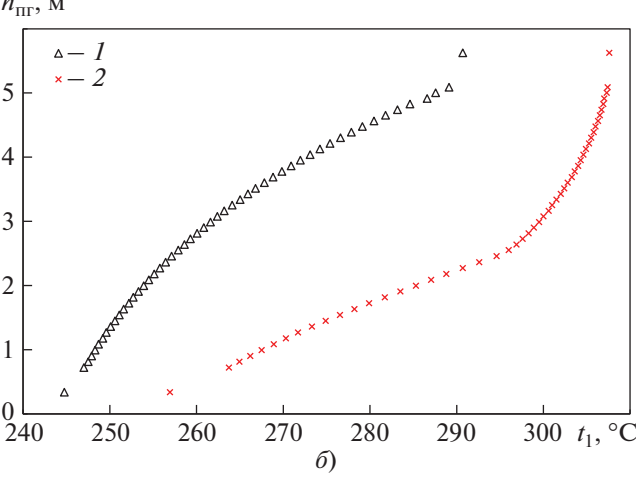
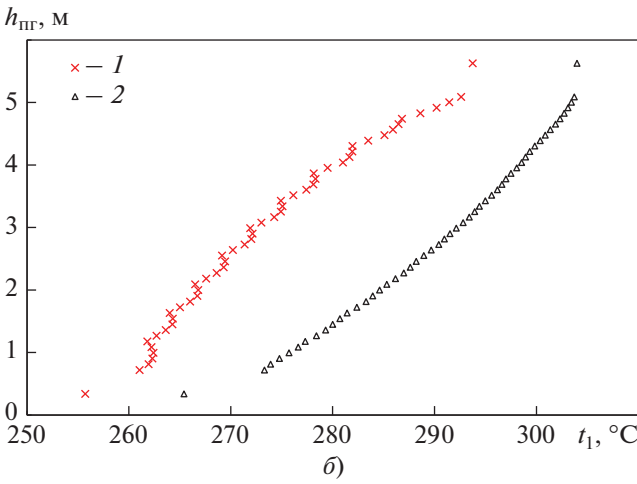
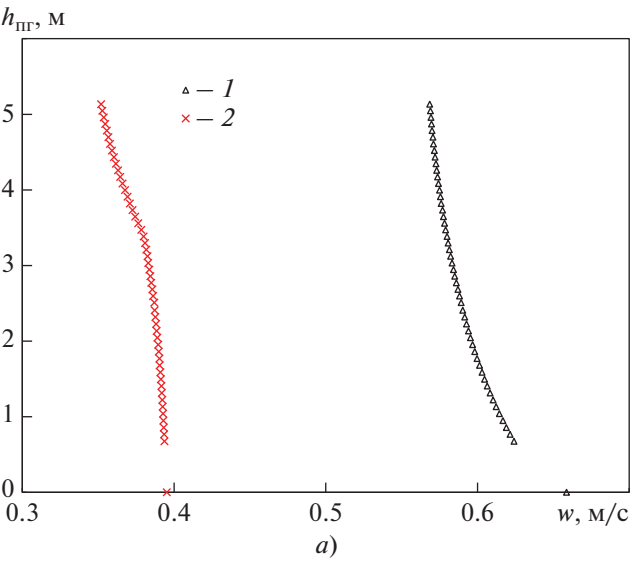
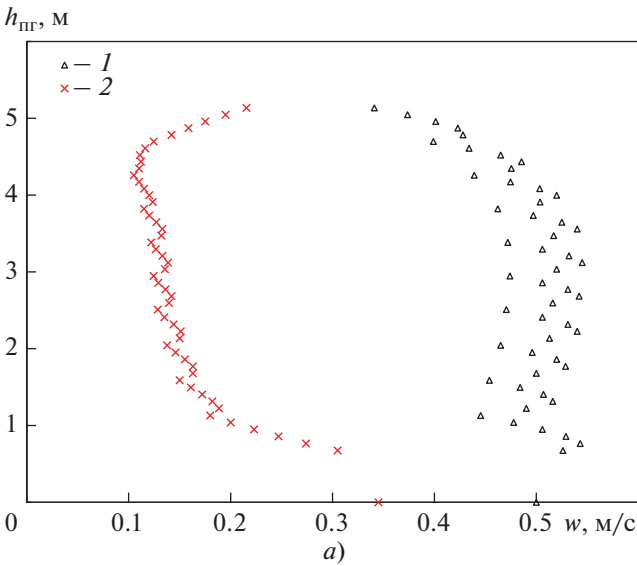


Рис. 3. Распределение скорости w (а) и температуры теплоносителя I контура t_1 (б) по высоте парогенератора $h_{ПГ}$ (высота отсчитывается от низа ПГ). 1 – “холодная” половина ПГ; 2 – “горячая” половина ПГ

Рис. 4. Распределение скорости (а) и температуры теплоносителя I контура (б) по высоте парогенератора (высота отсчитывается от низа ПГ) после исключения поперечных связей из расчетной модели. Условные обозначения см. рис. 3

выходе из ПГ. На практике такой эффект может быть достигнут с помощью разделения “горячей” и “холодной” половин парогенератора посредством упаковки теплообменного пучка каждой из

половин в трубные чехлы-кожухи (рис. 6), исключаящие паразитные протечки теплоносителя в обход теплообменной поверхности. Расход теплоносителя в I контуре при этом понижается до

Таблица 3. Результаты расчета параметров теплоносителя для чехлового/бесчехлового парогенератора

Параметр	Вариант исполнения теплообменной поверхности ПГ	
	без чехла	с чехлом
$G_{a,3}$, кг/с	993	820
Температура, °C:		
$t_{\text{вых}}$	310	309
$t_{\text{вх}}$	262	249
$t_{\text{п}}$	295	299

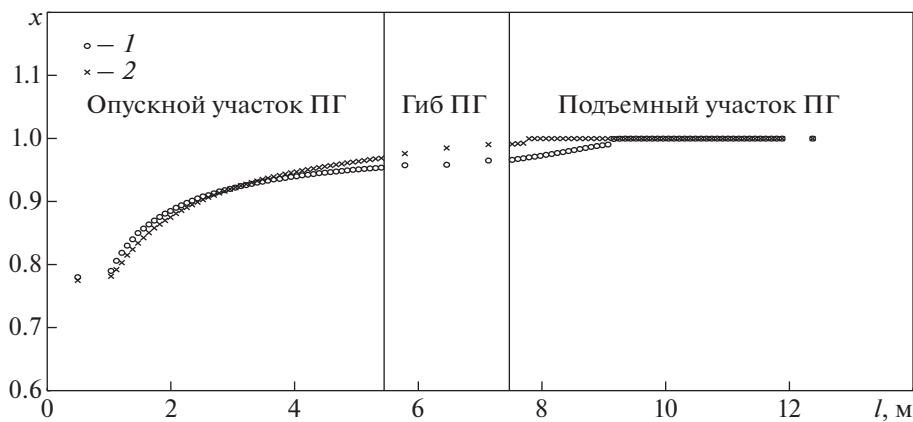


Рис. 5. Распределение паросодержания II контура x по длине труб ПГ l с чехлами-кожухами (1) и без чехлов-кожухов (2)

820 кг/с. Дальнейшие расчеты выполнены для чехлового варианта исполнения ПГ.

РАСЧЕТЫ ДЛЯ ФОРСИРОВАННЫХ УРОВНЕЙ НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ

Для подтверждения возможности форсирования номинальной мощности реактора без принципиального изменения конструкции были выполнены расчеты при мощности 300 и 400 МВт. Конструктивные изменения касались увеличения длины теплообменных труб чехлового ПГ и, как следствие, всего контура циркуляции теплоносителя. Отведение от ПГ большей мощности при постоянной температуре питательной воды обеспечивалось пропорциональным увеличением паропроизводительности ПГ. Результаты расчета приведены в табл. 4.

Тепловой поток с поверхности твэлов при максимальной тепловой мощности реактора 400 МВт составит около 0.5 МВт/м², что существенно ниже

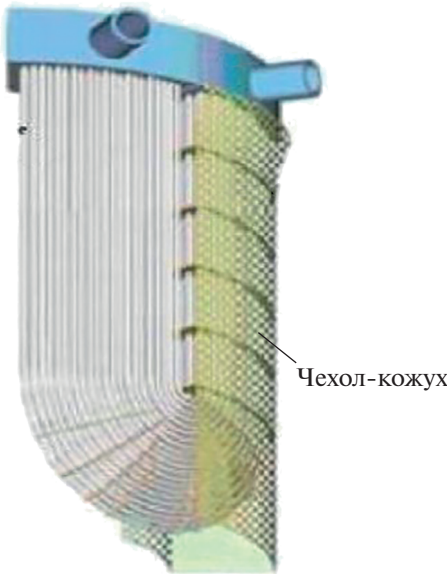


Рис. 6. Эскиз парогенератора с упаковкой теплообменной поверхности в чехол-кожух

Таблица 4. Результаты расчета высоты корпуса реактора h_p и параметров теплоносителя при разных уровнях мощности

Параметр	Тепловая мощность, МВт		
	250	300	400
h_p , м	13.4	14.4	15.4
$G_{п.в}$, кг/с	114	137	185
$G_{a.з}$, кг/с	820	905	1064/1078*
Температура, °С:			
$t_{вых}$	309	310	315/313*
$t_{вх}$	249	247	244/243*
$t_{п}$	299	297	274/289*

Примечание. $G_{п.в}$ – расход питательной воды.
* Добавлен один дополнительный (внешний) ряд трубок парогенератора (общее число трубок 8300 вместо 7450) либо увеличена высота ПГ на 2.5 м.

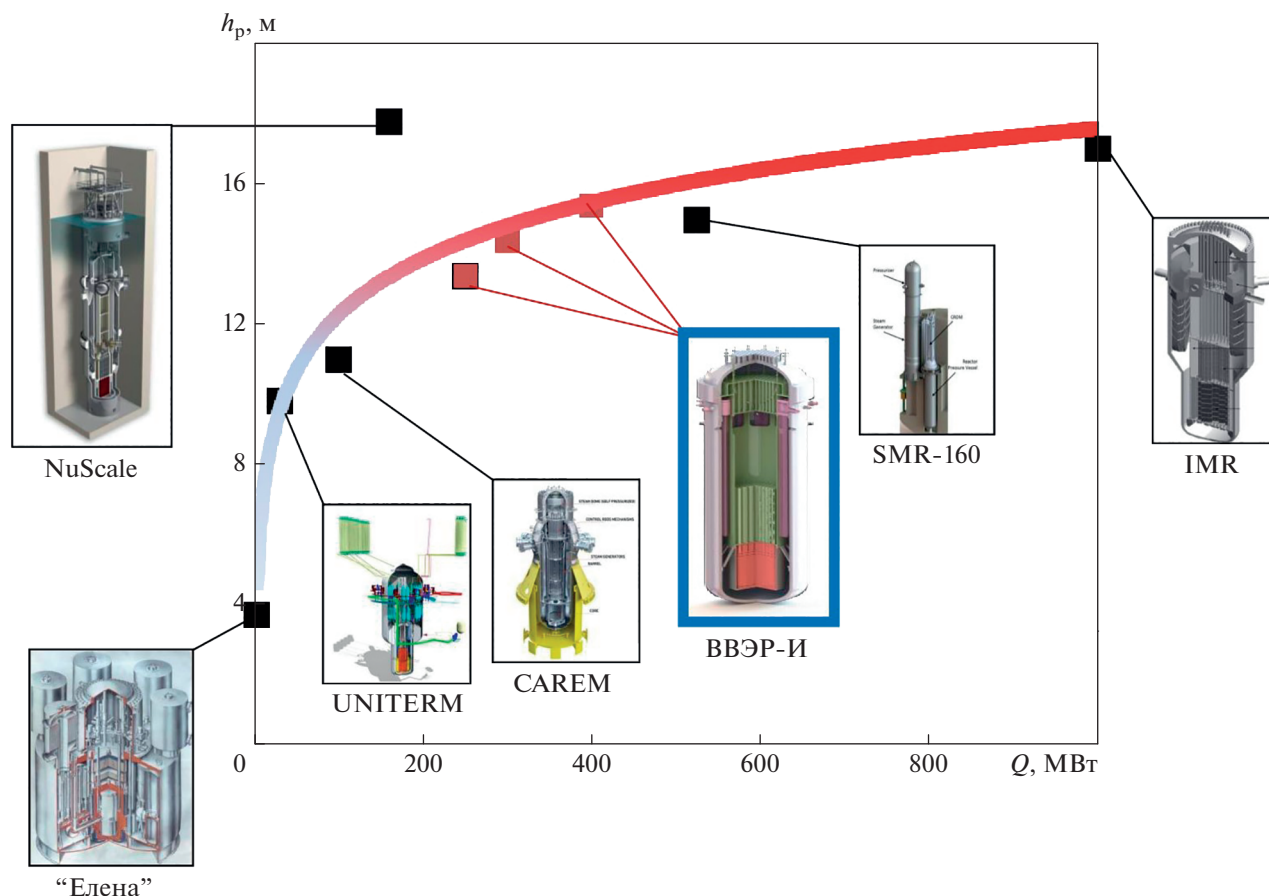


Рис. 7. Зависимость мощности Q водо-водяных ММП под давлением с естественной циркуляцией от высоты корпуса реактора h_p

критического теплового потока 1.3 МВт/м^2 при давлении 13 МПа [8].

На рис. 7 показано место ВВЭР-И среди аналогичных проектов водо-водяных ММП под давлением с естественной циркуляцией теплоносителя при различном соотношении размеров корпуса реактора, т.е. при разной высоте контура циркуляции, в зависимости от тепловой мощности. Вертикальные размеры ММП составляют от 4 м для относительно маломощного реактора «Елена» и достигают 17 м для японского проекта IMR, мощность которого приближается к мощности базовых вариантов ВВЭР-440. За исключением реактора NuScale, размеры которого заметно выделяются из общего ряда, в том числе из-за применения страховочного корпуса, можно видеть, что ВВЭР-И довольно органично вписывается в общемировую тенденцию разработки установок подобного типа.

ВЫВОДЫ

1. Проведенные с помощью теплогидравлического кода КОРСАР/ГП расчеты режима нор-

мальной эксплуатации применительно к новой интегральной реакторной установке ВВЭР-И подтвердили правильность ранее выполненных расчетов по выбору основных размеров реактора и парогенератора.

2. Подтверждены стабильность циркуляции и параметры теплоносителя по I контуру реакторной установки. Стабильный теплоотвод от активной зоны в режиме естественной циркуляции обеспечивается в некипящем режиме I контура.

3. Для базовой тепловой мощности 250 МВт и высоте корпуса реактора 13.4 м температура теплоносителя на выходе из активной зоны составляет около 309°C , расход через активную зону — 820 кг/с , температура перегретого пара — 299°C .

4. Теплообменный пучок парогенератора рекомендуется заключать в кожухи для снижения неравномерности скорости теплоносителя I контура и исключения его паразитных протечек в обход труб парогенератора.

5. Проект реакторной установки имеет существенный потенциал для форсирования мощности без принципиального изменения конструкции

вплоть до 400 МВт. При этом длина теплообменной поверхности парогенератора и высота контура циркуляции увеличатся на 2.0–2.5 м, температуры теплоносителя I контура и перегретого пара останутся близкими к значениям, соответствующим условиям базового варианта тепловой мощности 250 МВт.

6. Направлениями дальнейших исследований могут стать расчеты распределения скорости и температур теплоносителя в ТВС активной зоны, моделирование динамики развития аварийных режимов, кросс-верификация результатов с CFD-расчетами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/nuscale.html.
2. **Атомные** станции малой мощности: новое направление развития энергетики: Т. 2 / под ред. А.А. Саркисова. М.: Академ-Принт, 2015.
3. **Соловьев С.Л.** Большие задачи по малым АЭС // Ежемесячный журн. атомной энергетики России. 2021. № 3. С. 26–31.
4. **Interregional workshop on technology development and applications of small modular reactor (SMRs).** Sanya, China, 4–9 Sept. 2023. <https://nucleus.iaea.org/sites/smr/SitePages/Meeting-Details.aspx?folderId=73>
5. <https://www.atomic-energy.ru/news/2023/02/09/132648>
6. **Теплогидравлические** расчеты по выбору основных размеров контура циркуляции и парогенератора нового водо-водяного интегрального реактора малой мощности ВВЭР-И / М.М. Бедретдинов, М.А. Быков, Р.М. Следков, О.Е. Степанов // Сб. тезисов Всерос. конф. “XXXIX Сибирский теплофизический семинар”. Новосибирск, 28–31 авг. 2023 г.
7. **Опыт** применения и развития расчетного кода КОРСАР для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР / Ю.Г. Драгунов, М.А. Быков, В.А. Василенко, Ю.А. Мигров // Теплоэнергетика. 2006. № 1. С. 43–47.
8. **IAEA-TECDOC-1203.** Thermohydraulic relationships for advanced water cooled reactors // IAEA. 2001. P. 193.

Computational Studies of Thermal Hydraulics in a New Integral Reactor Plant VVER-I with Natural Circulation

M. M. Bedretdinov^a, O. E. Stepanov^a, D. N. Moisin^{a, *}, and M. A. Bykov^a

^a *Experimental and Design Organization Gidropress, Podolsk, Moscow oblast, 142103 Russia*

^{*}*e-mail: daniilmoyisin@mail.ru*

Abstract—In the present-day conditions under which the nuclear power industry is developed, a need arises to diversify the designs of new nuclear power plant units, which should differ from the previously constructed ones by featuring flexibility to the customer requirements and by using safety systems based on fully passive safety assurance principles. In 2022, specialists of Experimental and Design Organization (OKB) Gidropress commenced activities on elaborating the draft design of a new integral pressurized water-cooled reactor plant VVER-I with natural circulation of coolant for a basic thermal capacity of 250 MW. The design incorporates passive safety systems able to provide reliable heat removal from the core under the conditions of a long-term NPP blackout and without the operator’s participation. The article presents the results obtained from thermal and fluid dynamic computations of the new reactor plant carried out using the KORSAR/GP code that has been certified for safety analyses. A reactor plant thermal-hydraulic model, which can be used for computations of stationary normal operation conditions and, subsequently, also for simulating the accident scenarios evolution dynamics, has been developed and tested. Computations carried out using the system code have confirmed a correct choice of the reactor’s main geometric parameters and the steam generator’s heat-transfer surface for operation at the nominal power. Based on the computation results for optimizing the design, it is proposed to use a jacketed steam generator, which will make it possible to exclude stray coolant leaks in bypass of the heat-transfer surface. It is shown that the newly developed reactor plant has a significant potential for increasing the thermal power capacity up to 400 MW without introducing fundamental changes in the design. The study results can be used in designing new VVER reactors with natural coolant circulation, and also in the development of passive safety systems.

Keywords: small modular reactor, KORSAR code, NPP safety, nuclear power engineering, natural circulation, integral reactor, built-in steam generator, target parameters, coolant, reactor core