

РАСЧЕТ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА НА ОСНОВЕ ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-440

Ч. Доан, Г.Э. Лазаренко, Д.Г. Лазаренко*

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

** НИТУ «МИСиС»*

119049, Москва, Ленинский проспект, 4



В результате выполненного анализа конструктивных особенностей водо-водяных энергетических реакторов типа ВВЭР и исследовательских реакторов типа ВВР предложена конструкция исследовательского реактора с низкообогащенным топливом на основе глубоко модернизированных ТВС реактора ВВЭР-440. Исследовательский реактор спроектирован для решения широкого спектра прикладных задач в области ядерной физики, радиационной химии, материаловедения, биологии и медицины. Представлены результаты расчета теплогидравлических характеристик, подтверждающие правоту принципиальных подходов, заложенных в конструкцию реактора.

Рассмотрена эквивалентная модель активной зоны реактора в виде толстостенного цилиндра, получено распределение плотности тепловыделения по его радиусу. Выделено пять групп ТВС по уровню тепловой мощности. Получена величина массового расхода теплоносителя по каждой из групп, обеспечивающая выравнивание по выходной температуре теплоносителя.

Произведена оценка режима течения теплоносителя. Оказалось, что для первого ряда ТВС режим течения лежит в переходной области, для остальных – режим течения ламинарный. Проверка по критерию $Gr \cdot Pr \geq 1 \cdot 10^5$ показала его выполнение (расчетная величина – $1,96 \cdot 10^6$), что свидетельствует о переходе к вязкостно-гравитационному режиму. Выполнен расчет перегревов поверхности твэлов относительно среднесмешанной температуры теплоносителя. Распределение температуры потока теплоносителя по высоте во всех ТВС одинаково, изменение мощности компенсируется соответствующим изменением расхода теплоносителя. Максимальный перегрев теплоносителя на стенке твэла относительно ядра потока наблюдается для центральных ТВС, достигая величины 31°C , запас до точки кипения составляет около 15°C .

Выполненные оценки показали значительный запас по движущему напору при естественной термоконвективной циркуляции. Расчетным путем получены величины перегревов поверхности твэлов при работе реактора в штатном режиме. Показан примерно 15-градусный запас по перегреву поверхности относительно кривой насыщения, что гарантирует отсутствие кавитационного износа оболочек твэлов. В целом выполненное расчетное обоснование подтвердило правоту заложенных в конструкцию реактора подходов и позволило конкретизировать теплогидравлические характеристики активной зоны, необходимые для дальнейшего развития концепции.

Ключевые слова: исследовательский реактор, низкообогащенное топливо, естественная циркуляция, длительная кампания, экспортный потенциал, ВВР, ИРТ, ВВЭР-440.

Одним из основных трендов развития национальных экономик является освоение ядерных технологий. Интерес к ним обусловлен широким спектром прикладных задач в области ядерной физики и радиационной химии, материаловедения, биологии и медицины. Наиболее перспективным реактором для первоначальной подготовки кадров и освоения ядерных технологий представляется водо-водяной реактор бассейнового типа с водой под атмосферным давлением [1 – 4]. Относительно недорогие аппараты указанного типа хорошо зарекомендовали себя с точки зрения как эксплуатационных характеристик, так и безопасности. Однако действующие исследовательские реакторы (ИР) проектировались как специализированные аппараты, предпочтение отдавалось не универсальности характеристик, а форсированию их в определенных направлениях [3]. Использование в действующих ИР высокообогащенного топлива не позволяет использовать технологии, отработанные для энергетических реакторов, и ограничивает возможность поставки ИР в развивающиеся страны, так как в соответствии с требованиями МАГАТЭ делящиеся материалы с содержанием делящегося изотопа выше 20% не подлежат передаче. Кроме того, наличие перегрузочного оборудования и высокая плотность нейтронных потоков в существующих ИР обеспечивает потенциальную возможность ускоренного накопления Pu-241 и его последующего выделения из отработанного топлива.

Для продвижения на мировой рынок специализированного многопрофильного технологического реактора [5, 6] с возможностью первичного обучения персонала и проведения как технологических [7], так и медицинских исследований и процедур [8, 9] требуется простой в обслуживании, высоконадежный (с усиленной защитой от возможных ошибок персонала) и относительно недорогой (как при сооружении, так и при обслуживании) ядерный реактор, возможно, с существенным снижением требований по плотности потока нейтронов.

Чтобы удовлетворить перечисленным требованиям, при проектировании необходимо

- снизить стоимость изготовления и эксплуатации ИР;
- снизить стоимости выведения ИР из эксплуатации;
- перейти на использование дешевого топлива (желательно штатно используемого в энергетических реакторах);
- применить топливо с обогащением ниже 20% (требование МАГАТЭ);
- обеспечить высокую универсальность ИР (возможность проведения ядерно-физических исследований и решение различных технологических задач вплоть до производства радиоизотопной продукции для медицинских целей);
- предусмотреть длительную бесперегрузочную кампанию (желательно на весь жизненный цикл ИР);
- обеспечить компактность ИР;
- обеспечить возможность размещения ИР в любом климатическом поясе, в том числе в арктических и аридных условиях.

В работе рассматривается возможность создания ИР с тепловыделяющими сборками (ТВС), содержащими низкообогащенное топливо, выполненными по технологиям, применяемым для энергетических реакторов. Такое техническое решение обеспечивает выполнение, по крайней мере, первых трех из вышеперечисленных основных требований. Конкретной задачей является оценка теплогидравлических характеристик ИР на основе модернизированных ТВС энергетического реактора ВВЭР-440 [10, 11].

Предлагаемый ИР представляет собой водо-водяной реактор бассейнового типа с водой под атмосферным давлением. Спектр нейтронов – тепловой. Циркуляция теплоносителя – за счет естественной конвекции. Для уменьшения дозы ионизирующего из-

лучения на поверхности бассейна, продуцируемой распадом короткоживущего изотопа азот-19, применены отбойники, увеличивающие время подъема теплоносителя более чем на три минуты. Движение теплоносителя через активную зону (а.з.) восходящее, во избежание всплытия ТВС снабжены запорным фиксирующим механизмом. По центру бассейна реактора размещена корзина шестигранного сечения, выполненная из листовой нержавеющей стали, в нижней части которой расположена а.з., состоящая из 36-ти ТВС, размещенных на опорной плите корзины реактора в гексагональной упаковке с шагом 146 мм (30 – энергетические и шесть – с шестью поглощающими стержнями СУЗ каждая).

ТВС – глубоко модернизированные энергетические ТВС реактора ВВЭР-440 с топливом минимального обогащения (2,6% по изотопу U-235), твэлы и чехол ТВС изготовлены по принятой для ВВЭР-440 технологии с сохранением размеров в поперечном сечении и уменьшением по длине. Изменения затрагивают головки ТВС, длину твэлов, конструкцию дистанционирующих и опорных решеток.

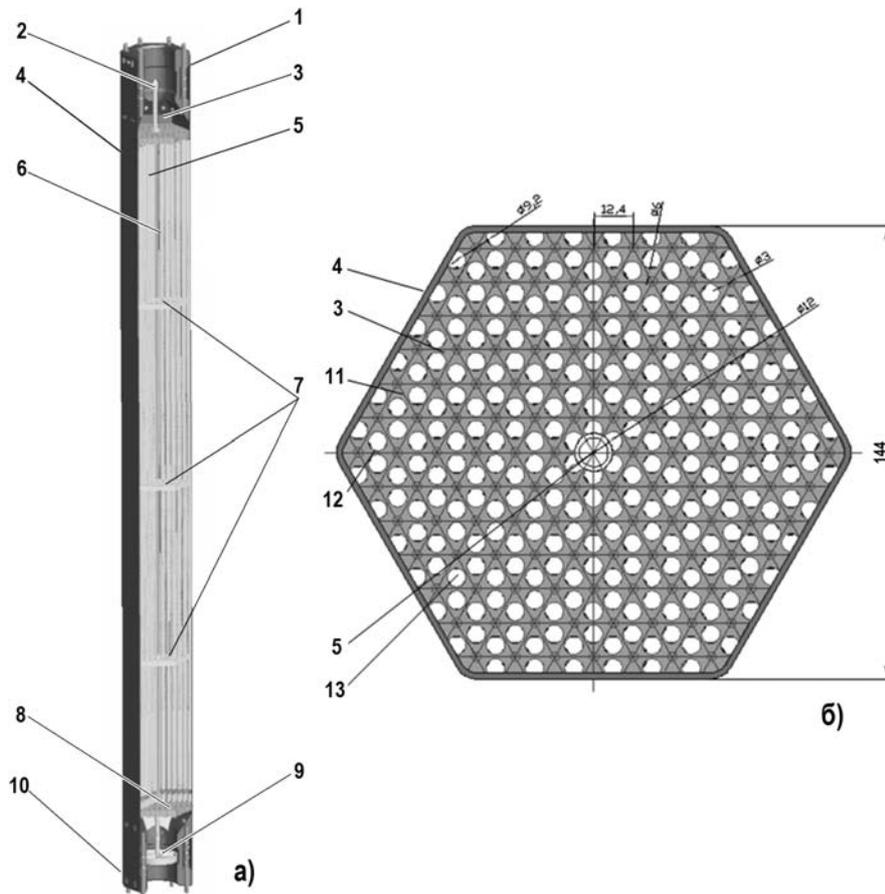


Рис. 1. Конструкция ТВС ИР: а) – вертикальный разрез; б) – сечение ТВС над верхней доской; 1 – головка ТВС верхняя; 2 – шток фиксатора цанги крепления ТВС; 3 – доска трубная верхняя; 4 – оболочка ТВС; 5 – центральная труба со штоком запора цанги; 6 – твэл; 7 – дистанционирующая решетка; 8 – доска трубная нижняя; 9 – запорный диск; 10 – головка ТВС нижняя; 11 – отверстие пропуска теплоносителя диаметром 6 мм; 12 – хвостовик твэла диаметром 3 мм; 13 – оболочка твэла диаметром 9,1 мм

Конструкция ТВС представлена на рис. 1. ТВС содержит шестигранный трубчатый чехол с верхней и нижней головками; нижняя головка снабжается кольцевой проточкой под цангу стакан опорной плиты активной зоны и запирающим механизмом, жестко фиксирующим ТВС в стакане. Верхняя головка снабжается тремя подпружиненными

плунжерами с рабочим ходом, несколько превышающим зазор между соседними ТВС для дистанционирования относительно них. В центральной трубке ТВС размещен шток запорного механизма, заканчивающийся захватной головкой на уровне верхней головки. Твэлы по хвостовикам и радиальным размерам соответствуют штатным для ВВЭР-440. Длина столба топлива уменьшена до 1075 мм, введены торцевые бериллиевые отражатели и увеличены полости сбора ГПД из-за отсутствия противодействия со стороны теплоносителя.

Основные характеристики реактора представлены в табл. 1. Основные характеристики ТВС и твэлов, а также исходные данные для расчета приведены в табл. 2. Численные значения величин соответствуют разработанной 3D-модели.

Таблица 1

Основные характеристики реактора

Величина	Значение
Тепловая мощность, Вт	$2,0 \cdot 10^6$
Объем а.з., м ³	0,734
Температура теплоносителя, вход в а.з., °С	60,0
Средний подогрев теплоносителя в активной зоне, °С	20,0
Средняя удельная теплоемкость c_p в интервале температур ΔT , кДж/(кг·К)	4,22
Удельная энергонапряженность а.з., Вт/м ³	$2,724 \cdot 10^6$
Экстраполированная добавка к размерам а.з., м	0,08
Коэффициент неравномерности тепловыделения в а.з. по радиусу	1,4
Коэффициент неравномерности тепловыделения в а.з. по высоте	1,4
Общий коэффициент неравномерности тепловыделения в а.з.	1,96
Объем бака реактора, м ³	200

Таблица 2

Основные характеристики ТВС и твэлов

Величина	Значение
Высота а.з., м	1,075
Длина цилиндрической поверхности твэла, м	1,60
Расстояние от нижнего хвостовика до топлива в твэле, м	0,275
Высота дистанционирующих решеток, м	0,1
Число дистанционирующих решеток, шт.	3
Число опорных решеток, шт.	2
Длина входного участка ТВС, мм	500
Длина входного диффузора, мм	60
Диаметр выходного участка ТВС, мм	96
Длина выходного участка ТВС, мм	125
Длина входного диффузора, мм	60
Расстояние центров ТВС от центра а.з.	
– первый ряд, м	0,146
– второй ряд ближний, м	0,253
– второй ряд дальний, м	0,292
– третий ряд ближний, м	0,386
– третий ряд дальний, м	0,438

Для оценки тепловых характеристик ИР использованы типовые методики, описанные в работах [12 – 18], физические параметры взяты из [19, 20]. Результаты расчетов ин-

тегральных характеристик ИР представлены в табл. 3.

Таблица 3

Оценка интегральных характеристик реактора

Величина	Значение
Эквивалентный диаметр а.з. внешний, м	0,9325
Эквивалентный диаметр а.з. внутренний, м	0,153
Эффективный диаметр а.з. внешний, м	1,0925
Эффективный диаметр а.з. внутренний, м	0,153
Средняя энергонапряженность а.з., МВт/м ³	2,800
Массовый расход теплоносителя, кг/с	23,87
Объемный расход теплоносителя на входе в а.з., м ³ /с	0,0243
Кратность циркуляции теплоносителя, 1/ч	0,439
Общее время подъема теплоносителя к поверхности бассейна, мин	60,5

Таблица 4

Оценка тепловыделения и расхода в ТВС

Расположение ТВС по группам	Расстояние от центра а.з., м	Число ТВС в группе, шт.	Тепловая мощность ТВС, кВт	Массовый расход теплоносителя, кг/с	Средняя скорость теплоносителя, м/с
Первый ряд	0,146	6	87,55	1,045	0,112
Второй ряд ближний	0,253	6	71,35	0,851	0,091
Второй ряд дальний	0,292	6	63,18	0,754	0,081
Третий ряд ближний	0,386	6	40,49	0,483	0,052
Третий ряд дальний	0,438	12	27,05	0,323	0,034

Расчетные оценки тепловыделения в ТВС по рядам и расход теплоносителя через них при условии выравнивания температуры на выходе из а.з. представлены в табл. 4. Распределение линейной плотности тепловыделения по высоте твэлов для групп ТВС представлено на рис. 2а.

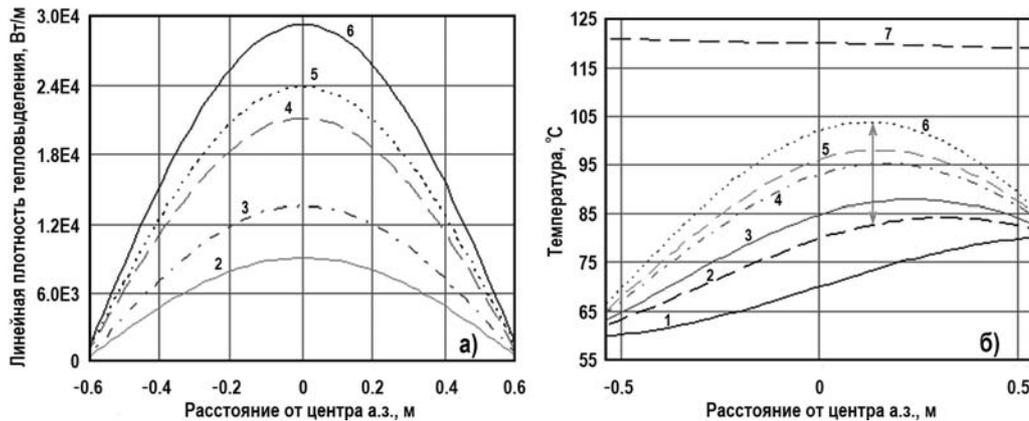


Рис. 2. Расчетные значения теплофизических параметров а.з.: а) – линейная плотность тепловыделения; б) – температура теплоносителя и поверхности твэлов; 1 – теплоноситель; 2 – первый ряд ТВС; 3 – второй ближний ряд ТВС; 4 – второй дальний ряд ТВС; 5 – третий ближний ряд ТВС; 6 – третий дальний ряд ТВС; 7 – температура насыщения

Произведена оценка режима течения теплоносителя. Оказалось, что для первого ряда ТВС режим течения лежит в переходной области, для остальных – режим

течения ламинарный. Проверка по критерию $Gr \cdot Pr \geq 1 \cdot 10^5$ показала его выполнение (расчетная величина – $1,96 \cdot 10^6$), что свидетельствует о переходе к вязкостно-гравитационному режиму. Был выполнен расчет перегревов поверхности твэлов относительно среднесмешанной температуры теплоносителя. Распределение температуры потока теплоносителя по высоте во всех ТВС одинаково, изменение мощности компенсируется соответствующим изменением расхода теплоносителя. На рисунке 26 приведены температуры теплоносителя и поверхности твэлов в пяти группах ТВС. Максимальный перегрев 31°C наблюдается в центральных ТВС, запас до точки кипения составляет около 15°C .

В результате выполненного анализа конструктивных особенностей водо-водяных энергетических реакторов типа ВВЭР и исследовательских реакторов типа ВВР предложена конструкция исследовательского реактора с низкообогащенным топливом на основе глубоко модернизированных ТВС реактора ВВЭР-440.

Рассмотрена эквивалентная модель а.з. реактора в виде толстостенного цилиндра, получено распределение плотности тепловыделения по радиусу. Выделено пять групп ТВС по уровню тепловой мощности. Получена величина массового расхода теплоносителя по каждой из групп, обеспечивающая выравнивание по выходной температуре теплоносителя.

Выполненные оценки показали значительный запас по движущему напору при естественной термоконвективной циркуляции. Расчетным путем получены величины перегревов поверхности твэлов при работе реактора в штатном режиме. Показан примерно 15-градусный запас по перегреву поверхности относительно кривой насыщения, что гарантирует отсутствие кавитационного износа оболочек твэлов.

Выполненное расчетное обоснование подтвердило правоту заложенных в конструкцию реактора подходов и позволило конкретизировать теплогидравлические характеристики активной зоны, необходимые для дальнейшего развития концепции.

Литература

1. Третьяков И.Т., Романова Н.В., Соколов С.А. и др. Новые проекты для исследовательских реакторов. / Сб. трудов III Международной конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». – Москва: ОАО «НИКИЭТ», 2014. – С. 168-177.
2. Куатбеков Р.П., Кравцова О.А., Никель К.А. Предложения для университетских реакторов нового поколения. / Сб. трудов III Международной конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». – Москва: ОАО «НИКИЭТ», 2014. – С. 210-217.
3. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 280 с.
4. Андрианов А.А., Воропаев А.И., Коровин Ю.А., Мурогов В.М. Ядерные технологии: история, состояние, перспективы. – М: НИЯУ МИФИ, 2012. – 180 с.
5. Третьяков И.Т., Соколов С.А., Трушкин В.И. и др. Разработка проектов перспективных бассейновых исследовательских реакторов. // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2013. – № 33. – С. 103-110.
6. Бойко А.А. Политические аспекты развития атомного энергетического рынка в странах южной Азии. Фактор ГЯП в вопросах продвижения атомной энергетики в регионе. // Вестник Волгоградского государственного университета. Серия 4: История. Регионоведение. Международные отношения. – 2016. – № 1 (37). – С. 100-109.
7. Тарасов В.А., Топоров Ю.Г. Оптимальное распределение облучательного ресурса исследовательского реактора при масштабном производстве радионуклидов. / Сб. трудов АО ГНЦ НИИАР. – 2018. – № 1. – С. 26-33.
8. Абдуллаева Г.А., Коблик Ю.Н., Кулабдуллаев Г.А. Использование реактора ВВР-СМ для развития метода нейтронозахватной терапии в Узбекистане. // Известия Российской академии наук. Серия физическая. – 2009. – Т. 73. – № 4. – С. 540-544.
9. Новожилова О.О., Мелузов А.Г., Иванова Н.Л. Анализ применения ядерных реакторов в медицинской практике // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – 2017. – № 4

(119). – С. 108-113.

10. Деметьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.

11. Будов В.М., Фарафонов В.А. Конструирование основного оборудования АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1985 г. – 264 с.

12. Юдаев Б.Н. Теплопередача. – М.: Высшая школа, 1973. – 360 с.

13. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. – М.: Атомэнергоиздат, 2010. – 770 с.

14. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Атомэнергоиздат, 1990. – 360 с.

15. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 456 с.

16. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А., Соловьев С.Л. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: МЭИ, 2003. – 548 с.

17. Петухов Б.С. Теплообмен и сопротивление при ламинарном течении жидкости в трубах. – М.: Энергия, 1967. – 411 с.

18. Кутателадзе С.С. Теплопередача и гидравлическое сопротивление: Справочное пособие. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 367 с.

19. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Справочник. М.: Атомиздат, 1968. – 484 с.

20. Физические величины: Справочник. / Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.

Поступила в редакцию 20.02.2018 г.

Авторы

Доан Тхи Зиеу Чанг, студент,
E-mail: dtdtrang0503@gmail.com

Лазаренко Георгий Эрикович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: gelazarenko2016@yandex.ru

Лазаренко Денис Георгиевич, зам. начальника управления, канд. физ.-мат. наук
E-mail: lazarenkodg@yandex.ru

UDC 621.039

CALCULATION OF THERMAL DYNAMIC CHARACTERISTICS OF THE RESEARCH REACTOR ON THE BASIS OF FUEL ASSEMBLES FOR THE VVER-440 REACTOR

Doan Ch., Lazarenko G.E., Lazarenko D.G.*

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU МЭФТИ
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040, Russia

* NUST MISiS

4 Leninsky prospekt, Moscow, 119049 Russia

ABSTRACT

As a result of the analysis of the design features of water-cooled power reactors of the VVER type and research reactors of the VVER type, the design of a low-enriched fuel research reactor based on deeply modernized fuel assemblies of the VVER-440 reactor is proposed. The research reactor is designed to solve a wide range of applied problems in the field of nuclear physics, radiation chemistry, materials science, biology and

medicine. The results of calculations of thermal dynamic characteristics are presented, confirming the correctness of the fundamental approaches incorporated in the reactor design.

An equivalent model of the reactor core in the form of a thick-walled cylinder is considered, and the distribution of heat generation density to a radius is obtained. Five groups of fuel assemblies have been identified in terms of heat output. The coolant mass flow rate for each of the groups was obtained, ensuring alignment with the outlet temperature of the coolant.

An evaluation was made of the flow regime of the coolant. It turned out that, for the first row of fuel assemblies, the flow mode lies in the transition region; for the others, the flow mode is laminar. The test by the $Gr \cdot Pr$ i 1410^5 criterion showed its fulfillment (the calculated value is 1.96410^6), which indicates a transition to a viscous-gravity regime. The calculations were also made of the overheating of the surface of the fuel rods relative to the average mixed temperature of the coolant. The coolant flow temperature-height distribution in all fuel assemblies is the same; the change in power is compensated by a corresponding change in the coolant flow rate. The maximum overheating of the coolant on the wall of the fuel elements relative to the flow core is observed for central fuel assemblies, reaching a value of 31°C , the margin to the boiling point is about 15°C .

The assessments showed a significant margin of the driving pressure during the natural thermoconvective circulation. By calculation, the values of the overheating of the surface of the fuel rods during reactor operation in normal mode were obtained. Approximately a 15-degree surface overheating margin relative to the saturation curve is shown, which guarantees the absence of cavitation wear of the fuel element claddings.

In general, the performed design justification confirmed the correctness of the approaches incorporated in the reactor design and made it possible to specify the thermal and hydraulic characteristics of the core necessary for the further development of the concept.

Key words: research reactor, low-enriched fuel, natural circulation, long-term campaign, export potential, VVR, IRT, VVER-440.

REFERENCES

1. Tret'yakov I.T., Romanova N.V., Sokolov S.A., Trushkin V.I., Kvatbekov R.P., Kravtsova O.A., Osi-povich S.V., Nikel' K.A., Radayev A.I., Goryachikh A.V. New Projects for Research Reactors. *Proc. of the III-rd International Conference «Innovative Projects and Technologies of Nuclear Energy»*. Moscow. JSC «NIKIET», 2014, pp. 168-177 (in Russian).
2. Kvatbekov R.P., Kravtsova O.A., Nickel K.A. Proposals for the New Generation of University Reactors. *Proc. of the III-rd International Conference «Innovative Projects and Technologies of Nuclear Energy»*. Moscow. JSC «NIKIET», 2014, pp. 210-217 (in Russian).
3. Bat' G.A., Kochenov A.S., Kabanov L.P. *Research Nuclear Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1985, 280 p. (in Russian).
4. Andrianov A.A., Voropaev A.I., Korovin Yu.A., Murogov V.M. *Nuclei Technology: History, State, Future*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2012, 180 p. (in Russian).
5. Tret'yakov I.T., Sokolov S.A., Trushkin V.I., Kvatbekov R.P., Kravtsova O.A., Osipovich S.V., Nickel K.A., Goryachikh A.V., Radaev A. I., Kulakov A.E. Development of Projects for Perspective Basin Research Reactors. *VANT. Ser. Obespechenie Bezopasnosti AES*. 2013, no. 33, pp. 103-110 (in Russian).
6. Boyko A.A. The Political Aspects of the Development of the Nuclear Energy Market in the Countries of South Asia. NSG Factor in the Promotion of Nuclear Energy in the Region. *Vestnik Volgogradskogo Gosudarstvennogo Universiteta. Ser. 4: Istoriya. Regionovedenie. Mezhdunarodnyye otnosheniya*. 2016, no. 1 (37), pp. 100-109 (in Russian).
7. Tarasov V.A., Toporov Yu.G. The Optimal Distribution of the Irradiation Resource of a

- Research Reactor in Large-Scale Production of Radionuclides. *Sbornik Trudov AOGNTs NIIAR*. 2018, no. 1, pp. 26-33 (in Russian).
8. Abdullaeva G.A., Koblik Yu.N., Kulabdullaev G.A. Use of the VVR-SM Reactor for the Development of the Neutron Capture Therapy Method in Uzbekistan. *Izvestiya Rossijskoj Akademii Nauk. Seriya Fizicheskaya*. 2009, v. 73, no. 4, pp. 540-544 (in Russian).
 9. Novozhilova O.O., Meluzov A.G., Ivanova N.L. Analysis of the Use of Nuclear Reactors in Medical Practice. *Trudy NGTU im. R.E. Alekseeva*. 2017, no. 4 (119), pp. 108-113 (in Russian).
 10. Dementiev B.A. *Nuclear Power Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990, 352 p. (in Russian).
 11. Budov V.M., Farafonov V.A. *Designing AES' Basic Equipment*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1985, 264 p. (in Russian).
 12. Udaev B.N. *Heat Transfer*. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 1973, 360 p. (in Russian)
 13. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yuriev Yu.S. *Handbook for Thermohydraulic Calculations in Nuclear Power*. Moscow. Atomenergoizdat Publ., 2010, 770 p. (in Russian).
 14. Kirillov P.L., Yuriev Yu.S., Bobkov V.P. *Handbook for Thermohydraulic Calculations (Nuclei Reactors, Heat Exchangers, Steam Generators)*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990, 360 p. (in Russian).
 15. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. *Heat and Mass Transfer in Nuclear Power Plants*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000, 456 p. (in Russian).
 16. Petukhov B.S., Genin L.G., Kovalev S.A., Soloviev S.L. *Heat Transfer in Nuclear Power Plants*. Moscow. MEI Publ., 2003, 548 p. (in Russian).
 17. Petukhov B.S. *Heat Transfer and Resistance under Luminary Liquid Fluency in Tubes*. Moscow. Energiya Publ., 1967, 411 p. (in Russian).
 18. Kutateladze S.S. *Heat Transfer and Hydraulic Resistance. Reference book*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990, 367 p. (in Russian).
 19. Chirkin V.S. *Thermophysical Properties of Nuclear Technique Materials. Handbook*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1968, 484 p. (in Russian).
 20. *Physical Quantities: Reference*. Ed. I.S. Grigoryeva, E.Z. Meilikhova. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1991, 1232 p. (in Russian).

Authors

Doan Thi Zieu Chang, Student

E-mail: dtdtrang0503@gmail.com

Lazarenko Georgiy Erikovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: gelazarenko2016@yandex.ru

Lazarenko Denis Georgievich, Deputy Head of Department, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: lazarenkodg@yandex.ru.