

КУДИНОВ ВЛАДИМИР ВЛАДИМИРОВИЧ

**ОБОСНОВАНИЕ КРИТИЧЕСКИХ УЗЛОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО
ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая
проектирование,
эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук



Москва – 2022

Работа выполнена в Акционерном обществе «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля» (АО «НИКИЭТ»).

Научный руководитель: Драгунов Юрий Григорьевич

Член-корреспондент РАН, доктор технических наук, профессор, научный руководитель космических ядерных установок АО «НИКИЭТ», 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8

Официальные оппоненты: Зродников Анатолий Васильевич

Доктор физико-математических наук, профессор, научный консультант генерального директора Акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), 249033, Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Скорлыгин Владимир Владимирович

Кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник Отделения изотопных реакторов Курчатовского комплекса перспективной атомной энергетики Федерального государственного бюджетного Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»), 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Ведущая организация: Акционерное общество "Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций" (АО «ВНИИАЭС»), 109507, Москва, ул. Ферганская, 25

Защита состоится «08» июня 2022 г. в 14 часов 00 минут на заседании диссертационного совета Д 212.141.08 при МГТУ им. Н.Э. Баумана по адресу: 105005, г. Москва, Лефортовская набережная, д. 1, ф-т «Энергомашиностроение» ауд. 202Э.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке МГТУ им. Н.Э. Баумана и на сайте <http://www.bmstu.ru>.

Отзывы на автореферат в двух экземплярах, заверенные печатью учреждения, просьба направлять по адресу: 105005, г. Москва, ул. 2-я Бауманская, д. 5, стр. 1, МГТУ им. Н.Э. Баумана, ученому секретарю диссертационного совета Д 212.141.08.

Автореферат разослан «___» 2022 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета Д 212.141.08,
кандидат технических наук, доцент

Егоров Кирилл Сергеевич

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы

Тема диссертации появилась на стыке сформировавшегося в последнее десятилетие в России и мире интереса к развитию атомных станций малой мощности (АСММ), опыта работ в АО «НИКИЭТ» по обоснованию конструкторских решений по высокотемпературному газоохлаждаемому реактору (ВГР) и имеющегося отечественного и зарубежного опыта создания передвижных и модульных атомных станций малой мощности (ML-1, РМ-1 (США), ТЭС-3, Арбус, Памир-630Д (СССР)).

В Российской Федерации уделяется особое внимание развитию Арктики и регионов Крайнего Севера, что нашло отражение в Указе Президента РФ от 26 октября 2020 г. № 645 "О Стратегии развития Арктической зоны Российской Федерации и обеспечения национальной безопасности на период до 2035 года" и Распоряжении Правительства Российской Федерации от 15.04.2021 г. № 996-р. Для реализации планов по развитию этих территорий одним из основных вариантов энергообеспечения потребителей тепловой и электрической энергией является внедрение АСММ, особый интерес среди которых представляют ВГР, имеющие целый ряд неоспоримых преимуществ перед другими типами реакторов.

Цель работы

Диссертационная работа посвящена разработке концепции ВГР и облику АСММ с ВГР; анализу существующих исполнений газоохлаждаемых реакторов для стационарных, транспортабельных и передвижных АСММ, определению облика реактора компактной реакторной установки тепловой мощностью до 10 МВт, выявлению критических элементов реактора, определяющих его эффективность и надежность; определению подходов к разработке, теоретическому и экспериментальному обоснованию решений для критических элементов; расчетно-экспериментальному обоснованию конструкторских решений по ним на базе имеющихся прототипов.

Для достижения цели исследования решались следующие задачи:

1. Рассмотрение имеющейся мировой практики создания АСММ с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами, разработок НАСА, транспортабельных и передвижных АСММ. Разработка концепции ВГР для передвижной и транспортабельной АСММ с учетом наработок при проектировании высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов.
2. Анализ и определение геометрических, нейтронно-физических, теплофизических параметров реактора и конструкции его узлов, реализуемых в концепции.
3. Сравнение и выявление критических узлов ВГР. Анализ на базе прототипов конструкторских решений и результатов расчетного обоснования. Выбор оптимальной конструкции критических элементов.
4. Анализ экспериментальных исследований прототипов, сопоставление их результатов с расчетным обоснованием и формирование предложений.

Научная новизна работы:

1. Сформулированы требования к ВГР, условиям его применения, характеристикам для передвижных и транспортабельных АСММ;
2. Предложена обоснованная по критическим узлам концепция ВГР; концепции АСММ на его основе. Обоснована возможность эффективно использовать

универсальные поузловые и компоновочные решения в ВГР для различного применения;

3. Выполнены расчетные и экспериментальные обоснования прототипов системы охлаждения корпуса реактора потоком низкотемпературного теплоносителя, раздельной радиационной защиты и системы транспортной фиксации, защищенные авторскими свидетельствами.

Практическая значимость работы состоит в:

1. Обосновании преимуществ использования АСММ с ВГР для энергоснабжения автономных и изолированных потребителей.

2. Демонстрации возможности создания реактора для передвижных и транспортабельных АСММ на базе универсальных поузловых и компоновочных решений по реактору.

3. Разработке для концепции ВГР на базе прототипов системы охлаждения корпуса реактора потоком низкотемпературного теплоносителя; системы транспортной фиксации органов управления реактивностью; раздельной радиационной защиты, позволяющими снизить стоимость, массогабаритные характеристики ВГР, повысить безопасность АСММ.

Достоверность результатов определяется:

1. Использованием международной и отечественной баз данных о разработках АСММ при формулировании требований к их характеристикам;

2. Использованием апробированных и прошедших дополнительную верификацию расчетных кодов для математического моделирования нейтронно-физических процессов, переноса реакторных излучений, энерговыделения, теплогидравлики, прочности в элементах конструкций ВГР;

3. Анализом результатов расчётных обоснований вариантов на базе прототипов, их соответствие требованиям функционирования элементов, узлов, механизмов реактора с учетом погрешностей кодов и результатов экспериментов;

4. Результатами испытаний физических моделей и комплексных испытаний натурных узлов реактора на воздействие внешних нагрузок.

Положения, выносимые на защиту:

1. Анализ требований к характеристикам и вариантам компоновки ВГР. Выбор концепции передвижной АСММ с ВГР и преимущества использования в АСММ разного применения ВГР (как способ снижения затрат на новую разработку).

2. Выбор конструктивных решений, материалов основных узлов реактора оптимального исполнения;

3. Расчетно – экспериментальное подтверждение эффективности принятых конструкторских решений для системы охлаждения «низкотемпературных» узлов конструкции; для раздельного варианта компоновки радиационной защиты; для системы транспортной фиксации органов управления реактивностью.

Апробация результатов работы:

Основные положения и результаты диссертации были представлены и обсуждались:

- на научно-технических советах АО «НИКИЭТ» (Москва, 2016, 2017, 2018);
- на международной конференции «Иновации в атомной энергетике», АО «НИКИЭТ» (Москва, 2017);

- на Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», АО «НИКИЭТ» (Москва, 2012, 2016);
- стендовый доклад на Международном военно-техническом форуме «АРМИЯ-2021» (Кубинка, 2021 г.).

Личный вклад автора

Автору принадлежит концепция АСММ с ВГР, основные предложения по оптимальному варианту компоновки реактора, приведших к созданию универсального компактного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора различных применений.

Автор участвовал в определении программы поисковых расчетов, конструкторских разработок оптимальных вариантов компоновки совместно с главным конструктором направления.

Автор формулировал требования к расчетным обоснованиям, модельным экспериментам, анализировал результаты и формировал варианты оптимизации конструктивно-компоненточных решений.

Публикации:

Основные результаты представлены в 6 публикациях, 3 из них в журнале, включенном в перечень ВАК РФ рецензируемых ведущих научных журналов и изданий, 3 статьи в журналах Scopus, получено 2 патента на изобретения и 5 патентов на полезные модели.

Структура и объем работы

Текст диссертации состоит из введения и 7 глав, общего заключения и списка литературы. Работа изложена на 127 страницах, включая 40 рисунков, 21 таблицу, список используемых источников в количестве 47 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** приведена общая характеристика АСММ и ядерных реакторов, применяемых в них, обоснована актуальность темы, сформулированы цели и задачи исследования, научная новизна и практическая значимость результатов, основные положения, выносимые на защиту, приведены данные о структуре и объеме диссертационной работы.

В **первой главе** рассмотрены проекты высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов и установок разной мощности в мире, определены их общие черты, преобладающие в проектных решениях.

В настоящее время по данным МАГАТЭ в мире ведутся проектно-исследовательские работы по целому ряду проектов. Так если в 2018 году велись работы по 56 проектам АСММ, то в 2020 году уже по 72 проектам. Рассматриваются модульные конструкции АСММ с преимущественным использование реакторных установок (РУ) с водой под давлением с активными и пассивными системами безопасности. Также растет объем НИОКР по микрореакторам – в 2020 году ведутся разработки по 6 проектам. Кроме того, использование при разработке концепций реакторов и АСММ идей и решений, заложенных в реализованных проектах передвижных и блочно-транспортабельных атомных энергетических установок прошлого века ТЭС-3, Памир-630Д, а также современных технологий НАСА по энергоисточникам, изначально разрабатываемых с учетом минимизации габаритов и веса, в отличие от АСММ основанных на технологиях большой энергетики, позволяет создавать компактные,

передвижные модульные АСММ с реакторными установками мощностью несколько мегаватт.

Во **второй главе** приведено описание концепций ВГР, передвижной и транспортабельной АСММ, и их целевые технические характеристики.

Концепция передвижной и транспортабельной АСММ базируется на следующих положениях:

- применение отечественных материалов, изделий и технологий;
- разработка конструктивной схемы станции, характеризующейся компактностью и модульностью;
- унификация РУ для передвижного и транспортабельного исполнений за счет использования универсальных узлов и элементов конструкции;
- комбинированные радиационная защита в РУ и биологическая защита;
- обеспечение оперативности в транспортировании, развертывании, запуске и выдаче мощности;
- длительном сроке службы незаменяемого оборудования.

С учетом опыта проектирования автором предложена концепция ВГР с системой преобразования тепловой энергии в электрическую на основе цикла Брайтона с гелиево–ксеноновым теплоносителем с рабочей температурой в диапазоне 1100–1500 К и давлением до 3,5 МПа. Основные целевые характеристики ВГР приведены в Таблице.

Таблица

Характеристики и параметры	Значение
Тип реактора	быстрый
Тип ядерного топлива	диоксид урана
Наружный диаметр оболочки твэла, мм, не более	13
Материал оболочки твэла	моноокристаллический сплав <i>Mo</i>
Материал отражателя	бериллий
Материал корпуса реактора	сплав ЧС–57ИД
Материал внутреннего блока биологической защиты	карбид бора
Материал внешнего блока биологической защиты	гидриды металлов
Тип системы регулирования	стержневой
Теплоноситель	инертный(ые) газ(ы)
Температура газа на входе в реактор, К, не более	1200
Давление газа на входе в ВТ, МПа, не более	3,4
Температура газа на выходе из реактора, К, не более	1500

В **третьей главе** с учетом требований нормативной документации и опыта выбраны расчетные коды, включая трехмерные, для обоснования конструктивных решений РУ, корпуса реактора, радиационной защиты, бокового отражателя. Выбор сделан автором с учетом необходимости обеспечить при проектировании положений и требований концепции: определение облика энергоисточника; выбор размеров, состава установки, материалов; расчетное обоснование, корректировка конструктивных решений, выбора материалов; физическое моделирование критически важных узлов, проведение экспериментов, анализ результатов; уточнение проектно-конструкторских решений.

Современный подход к проектированию ядерных реакторов реализован на технологии выполнения большого объема математического моделирования, из которых определяющими конструкцию и материальный состав активной зоны и реактора в целом являются нейтронно-физические и тепловые расчеты.

С учетом всего вышесказанного для расчетного обоснования использовались следующие инструменты:

- для нейтронно-физических расчетов – отечественный программный комплекс MCU-KOSMOS (НИЦ «Курчатовский институт»),
- для расчетов переноса излучений - трехмерная программа MCNP (США),
- для проектных теплогидравлических расчетов - квазитрехмерный ячейковый код ПУЧОК (АО «НИКИЭТ») и программный комплекс ANSYS CFX (США),
- для расчетов на прочность - отечественный программный комплекс «ЗЕНИТ-95» (НТП «ДИП»), ANSYS.

Проектные теплогидравлические расчеты выполнялись в среде ANSYS CFX (США). ANSYS CFX является высокопроизводительным инструментом для вычислительной гидродинамики, обеспечивающим быстрое и надёжное решение задач, связанных с течениями газов и жидкостей.

Расчетные исследования проводились путем численного моделирования методом контрольного объема. Математическая модель описывается системой уравнений, состоящей из балансных уравнений сохранения массы (1), количества движения (2) и энергии (3):

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho U_i) = 0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho U_i) + \frac{\partial}{\partial x_j} (\rho U_i U_j) = - \frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\tau_{ij} - \rho \bar{u}_i \bar{u}_j) + S_M, \quad (2)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} (\rho h_{tot}) - \frac{\partial p}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\rho U_j h_{tot}) = \\ = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial x_j} - \rho \bar{u}_j \bar{h} \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} (U_i ((\tau_{ij} - \rho \bar{u}_i \bar{u}_j))) + S_E, \end{aligned} \quad (3)$$

где: U_i – осредненная по времени составляющая скорости;

τ_{ij} -тензор сдвиговых напряжений;

i, j – индексы рассматриваемой и сопряженной с ней ячейки соответственно;

$h_{tot} = h + \frac{1}{2} U_i^2 + \frac{1}{2} \bar{u}_i^2$ – полная энталпия;

S_M и S_E – источники импульса и энергии соответственно.

Прочностные расчеты велись с использованием отечественного ПС «ЗЕНИТ-95», которое предназначено для расчетов напряженно-деформируемого состояния от статических и динамических нагрузок; параметров устойчивости, собственных форм и частот колебаний методом конечных элементов. Для выполнения отдельных расчетных задач (расчет на формоизменение) использовалось ПС «ANSYS».

В четвертой главе автором рассмотрены варианты компоновки РУ прототипов (ранее выполненных проектов) с учетом использования разных типов регулирования нейтронной мощности, топливной композиции, компоновки и материального состава активной зоны и радиационной защиты, организации течения газового теплоносителя, а также конструкторских решений критических узлов реакторной установки:

1. радиационной защиты,
2. трактов течения основного теплоносителя и в контуре охлаждения,
3. системы транспортной фиксации рабочего органа СУЗ

и определен принципиальный облик объекта разработки.

При анализе автором учитывался тот факт, что выбор конструктивных решений ограничивается имеющимся сортаментом полуфабрикатов из высокотемпературных тугоплавких и жаропрочных сплавов, выпускающихся отечественной металлургической промышленностью. На этапе обоснования и предварительного выбора основных конструкционных материалов были выделены три температурных интервала, в каждом из которых был рекомендован свой класс материалов.

Были выбраны концептуальные решения по критически важным узлам и сделан выбор в пользу варианта конструкции РУ, характерными особенностями которого является:

- отказ от длинных трубопроводов ВТ сложной пространственной формы в пользу коротких патрубков, которые благодаря конструктивным особенностям корпуса и радиационной защиты сравнительно компактно расположены в днище корпуса;
- организация НТ путем отбора части расхода за компрессором и объединением его с ВТ на входе в активную зону;
- введением в конструкцию исполнительных механизмов дополнительной системы фиксации РО. По результатам комплексного анализа выбрана оптимальная компоновка реакторной установки для дальнейшего проектирования и расчётного и экспериментального обоснования.

В пятой главе автором рассмотрена принятая система охлаждения корпуса компактного высокотемпературного газоохлаждаемого ядерного реактора на быстрых нейтронах, раздельная компоновка радиационной защиты, состоящая из внутреннего, расположенного внутри корпуса реактора, высокотемпературного керамического блока и наружного, расположенного снаружи корпуса реактора, блока из гидрида лития и дополнительная система фиксации органов управления реактивностью компактного высокотемпературного газоохлаждаемого ядерного реактора на быстрых нейтронах и их расчетно-экспериментальное обоснование, которое проводилось в прототипах для обоснования выбранных решений.

Выбранная для концептуального проекта схема течения теплоносителя ВТ и НТ была реализована в прототипе реактора и расчетно обоснована. Результаты теплогидравлических расчетов реактора при этой схеме представлены на Рисунке 1.

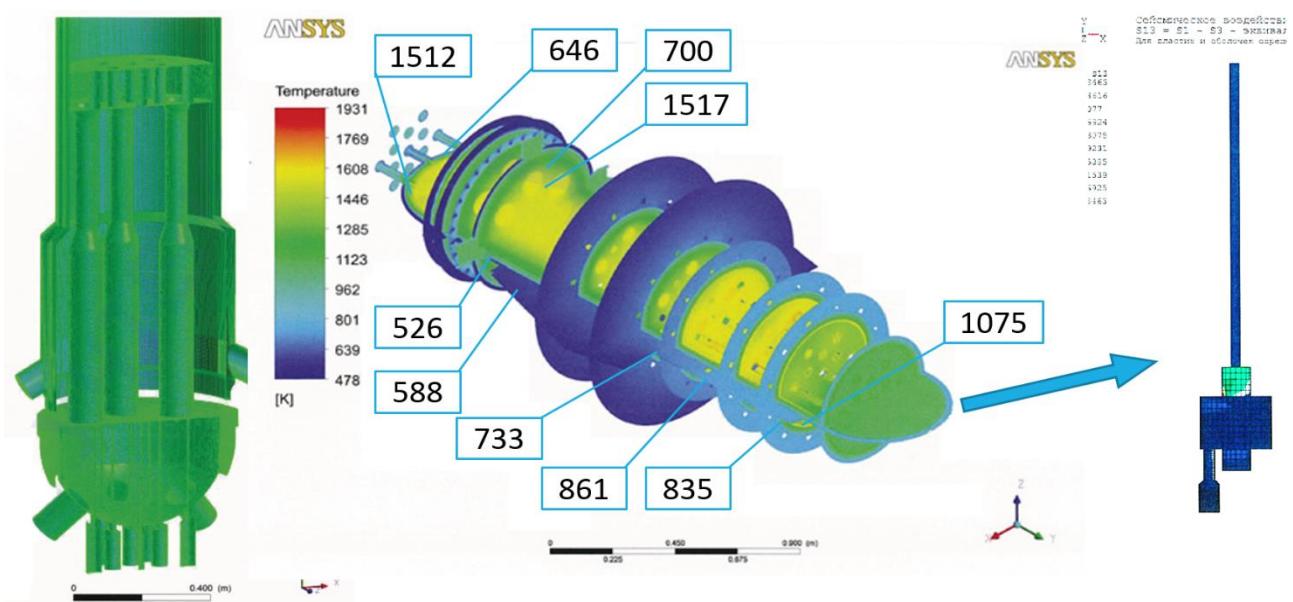


Рисунок 1. Результаты расчетов температурных полей

На основании теплогидравлического расчета были проведены прочностные расчеты корпуса реактора с использованием ПС «ЗЕНИТ-95» по выбору основных размеров, при сейсмических воздействиях и на формоизменение.

Проведенные расчеты по выбору основных размеров показали, что все рассмотренные металлические элементы корпуса РУ с заданными размерами удовлетворяют требованиям нормативных документов.

Были определены критические сечения на корпусе. Анализ результатов расчета на статическую прочность и формоизменения корпуса по допускаемым деформациям с учетом рекомендаций показал, что деформации достигают максимальных значений $\varepsilon_b=1,5\%$ и $\varepsilon_L=4,5\%$ в критическом сечении и не превышают допускаемые для мембранных $\varepsilon_m \leq [\varepsilon]_m = 1\%$, изгибных $\varepsilon_b \leq [\varepsilon]_b = 2\%$, локальных $\varepsilon_L \leq [\varepsilon]_L = 5\%$.

Результаты расчета показали, что нормативные требования выполняются при единичном нагружении корпуса внутренним давлением 3,31 МПа и перепадом давления между трактами 0,14 МПа в течение 100 000 часов. Подтверждение работоспособности корпуса при циклических нагрузках потребовало проведения экспериментального исследования влияния термоциклических нагрузок на полномасштабном макете реактора. Такой макет из кольцевых и сферических заготовок из штатного материала ХН55МВЦ-ВИ был изготовлен с габаритными размерами длиной 2,86 м, диаметром 0,65 м и массой около 900 кг.

В соответствии с ПМ предварительно были выполнены заводские гидравлические испытания при следующих условиях:

- температура макета при испытаниях 18°C;
- температура окружающей среды 20°C;
- изменение температуры окружающей среды в процессе испытаний менее $\pm 3^\circ\text{C}$;
- давление гидроиспытаний $4,50 \pm 0,09$ МПа.

Схема испытательного участка представлена на Рисунке 2.

Далее в ОАО «ЦКТИ» в бронекамере перед проведением термоциклических испытаний были подготовлены и проведены пневматические испытания с аналогичными параметрами с подачей давления от рампы баллонов с азотом.

Пневматические и термоциклические испытания макета корпуса проводились в целях:

- экспериментального обоснования плотности конструкции корпуса при нагружении внутренним давлением;
- экспериментального обоснования работоспособности в условиях термоциклического нагружения;
- определения параметров напряжённо-деформированного состояния (НДС) в наиболее нагруженных зонах;
- регистрации геометрических характеристик (формоизменений);
- определения величин перемещений патрубковых зон;
- формирования исходных данных для расчётно-экспериментального обоснования статической прочности штатного корпуса.

Для проведения термоциклических испытаний на макете была установлена электронагревательная система, которая имела возможность проводить зональный нагрев-остывание металлоконструкций (в том числе циклический) по заданной программе, с заданной скоростью в соответствии с графиком максимальных и минимальных температур, приведённым на Рисунке 3. В ходе испытаний

моделировались зоны и перепады температур вдоль корпуса реактора (см. Рисунок 3) в соответствии циклограммой (см. Рисунок 4).

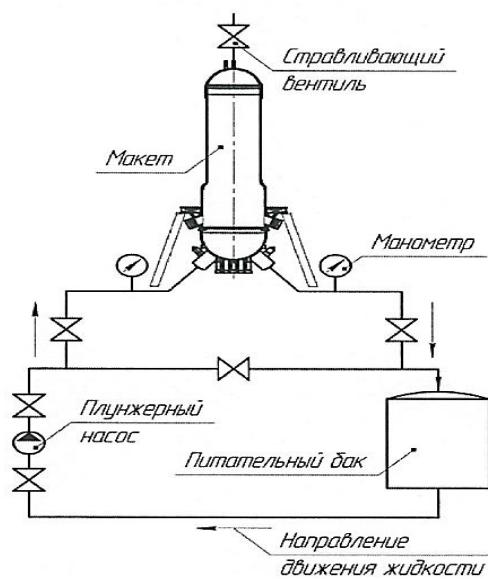


Рисунок 2. Схема гидравлических испытаний

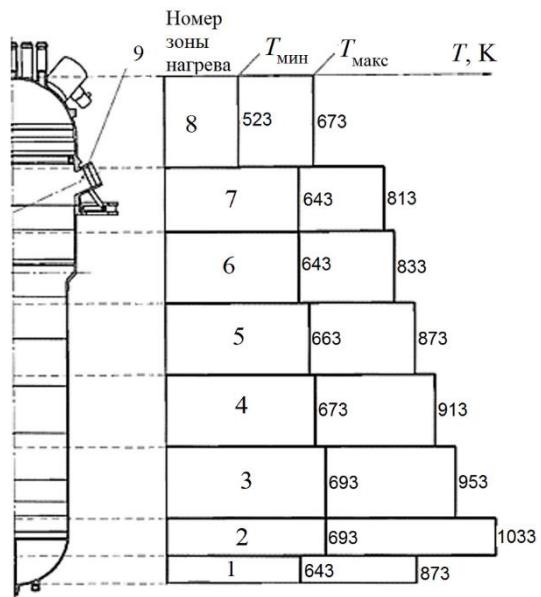


Рисунок 3. Зональное распределение температур и зон нагрева по корпусу

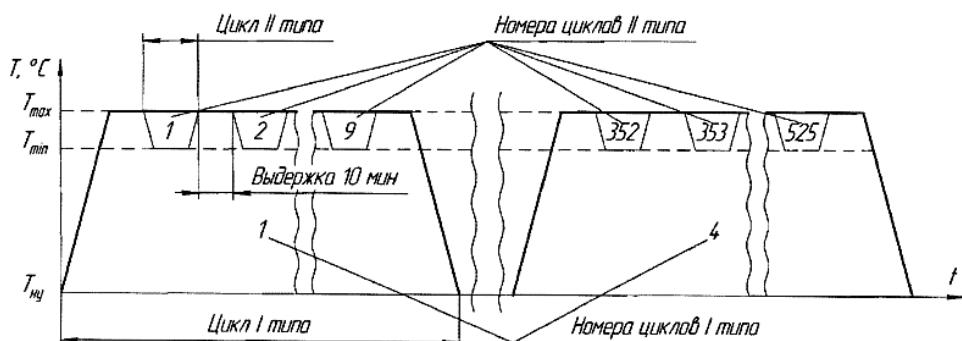


Рисунок 4. Термоциклограмма испытаний

Макет был оснащен датчиками для контроля температур, давления, формоизменения и напряжений (см. Рисунок 5) и подвергнут термоциклическим испытаниям на стапеле в бронекамере ОАО «ЦКТИ» в соответствии с термоциклограммой, представленной на рисунке 4 при ступенчатом нагружении. В ходе испытаний были получены зависимости изменения внутреннего давления, деформаций корпуса. Примеры зависимостей представлены на рисунке 6.

По результатам испытаний было установлено, что плотность и термоциклическая прочность корпуса для назначенного срока эксплуатации без учёта радиационного облучения обеспечена, расчетные и экспериментальные результаты удовлетворительно совпадают, а предложенная схема обеспечивает приемлемый диапазон температур и напряжений в критических узлах корпуса.

Классическим компоновочным вариантом радиационной защиты в специальных установках является её размещение между корпусом реактора и радиационно-чувствительными узлами.

При решении задачи по оптимизации компоновки реактора с радиационной защитой было решено разделить её на высокотемпературную (внутреннюю) и низкотемпературную (наружную).

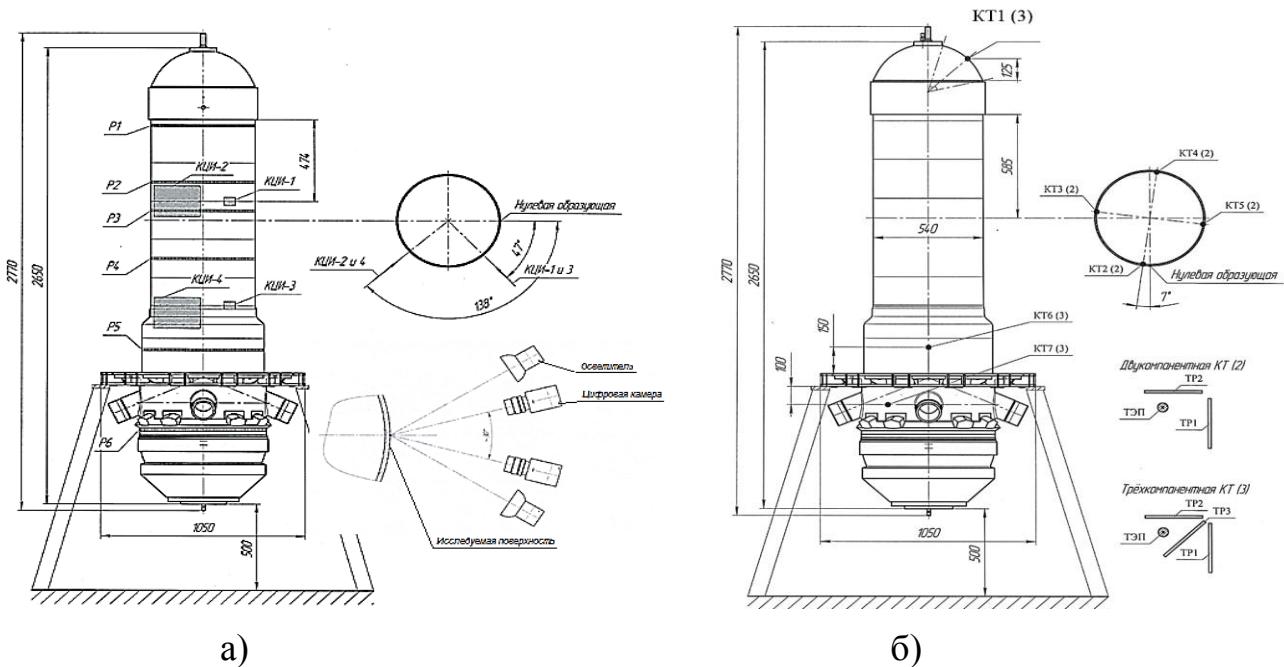


Рисунок 5. Схема расположения зон КЦИ (а) и КТ тензометрии (б) на макете

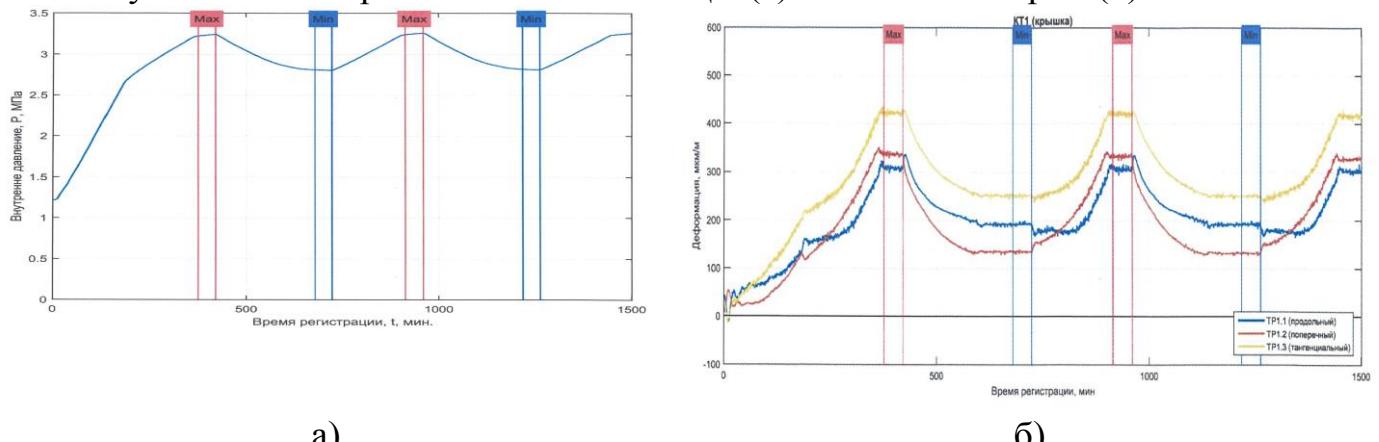


Рисунок 6. Графики изменения давления (а) и значений деформации (б) в КТ1 для циклов 1.3, 1.4

Выполнение радиационной защиты из двух частей, одна из которых размещена в корпусе ядерного реактора, позволяет отводить выходящий из активной зоны горячий теплоноситель по выполненным в ней каналам и, тем самым, исключить металлические трубопроводы отвода контура охлаждения, проходящие внутри блока радиационной защиты от ядерного реактора к системе преобразования энергии. Расположение части радиационной защиты снаружи ядерного реактора до патрубков подвода и отвода исключает прохождение горячих трубопроводов через нее и защищает оборудование от излучения.

Автором был выполнен анализ предложенной в конструкции раздельной радиационной защиты на примере расчетного обоснования прототипа (см. Рисунок 18) с помощью кода MCNP. При расчетах моделировались нейтроны в энергетическом диапазоне от 10 до 15 МэВ и гамма-излучение от 0,01 до 10 МэВ.

Проведённые расчеты (см. Рисунок 7) показали, что при выбранной конструкции и композиции радиационной защиты в плоскости обмоток шаговых двигателей приводов СУЗ поглощенная доза гамма-излучения не превышает $3,0 \cdot 10^7$ рад, а флюенс быстрых нейтронов (с энергией больше 0,1 МэВ) не превышает значения $3,0 \cdot 10^{15} 1/\text{см}^2$.

Проведенные расчеты теплогидравлики и температурных полей с использованием программного средства ANSYS CFX определили температурное состояние блоков РЗ. На основании полученных результатов тепловых и нейтронно-физического расчетов был проведен расчет силовых элементов радиационной защиты на статическую прочность. По результатам прочностных расчетов блоков РЗ, учитывая сложную форму изделия и большое количество внутренних соприкасающихся элементов (деталей), специалистами была дана рекомендация провести эксперимент на стойкость к динамическим нагрузкам на полномасштабных макетах.

Испытания на стойкость к динамическим нагрузкам проводились с целью определения динамических характеристик (резонансных частот, коэффициентов динамичности, декрементов колебаний относительного демпфирования) и обоснования стойкости к механическим внешним воздействующим факторам. Объектом испытаний были макеты внешней и внутренней радиационной защиты высотой 1896 мм, диаметром 1188 мм, массой около 800 кг. Совместные динамические испытания макетов наружного и внутреннего блоков, закрепленных на макете корпуса реактора, были проведены в полном объеме и прошли успешно, что подтвердило работоспособность предложенной конструкции и обосновало возможность её применения.

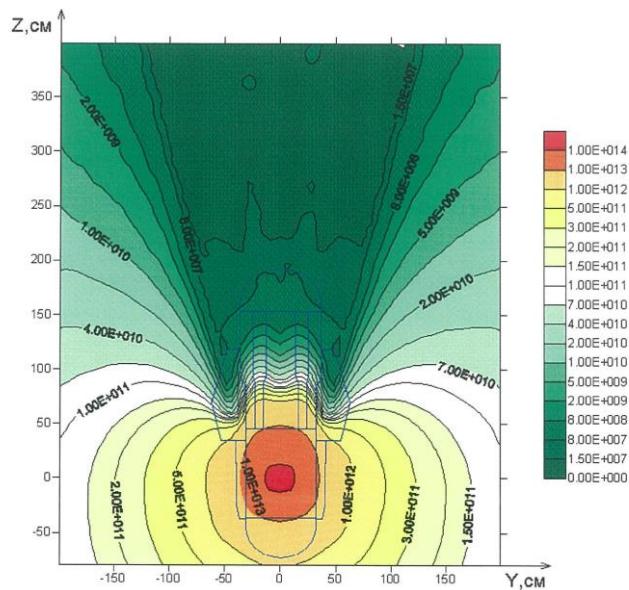


Рисунок 7. Двумерное (Y, Z)-распределение плотности потока нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ, представленное с помощью изолиний, $1/(cm^2 \cdot s)$

С целью определения эффективности ослабления реакторного излучения блоками РЗ выполнена работа по определению кратности ослабления излучения с использованием источников нейтронов на основе калифорния-252 типа НК252М11 и гамма-излучения с цезием-137 типа ИГИ-Ц-4-1.

Отличия расчетных и измеренных значений МЭД нейтронного излучения за блоками РЗ в точке, расположенной напротив источника, составило не более 20 %. Отклонения для гамма-излучения, в точке расположенной напротив источника, составляют не более 10 %. Проведенные эксперименты с блоками РЗ показали, что расчетные и экспериментальные результаты удовлетворительно совпадают.

В обеспечении безопасности реактора, помимо его внутренней само защищённости, основную функцию в обеспечении выполняют исполнительные механизмы, состоящие из рабочих органов (РО) с поглощающим материалом, управляемых системой управления и защиты (СУЗ) приводов и других узлов.

С целью исключения неконтролируемого перемещения РО без управляющего сигнала СУЗ в конструкции привода прототипа имеется электромагнитная защелка, расположенная вне корпуса реактора. В целом ряде аварийных случаев имеется риск разрыва связи между приводом и РО и возникает возможность несанкционированного перемещения РО. Для исключения такой возможности и принятия решения о введении дополнительной системы безопасности, защелка привода РО КСУЗ, фиксирующая РО в активная зона, была продублирована новой системой – системой транспортной фиксации (СТФ) РО СУЗ. В обоснование выбранной конструкции ИМ СТФ проведены теплогидравлические и прочностные расчеты.

По результатам теплогидравлического расчета для расчета на прочность были заданы максимальные температуры на плите активной зоны – 1130 К и крышке реактора – 585 К. Так как СТФ является частью сложной сборки с взаимными связями и влиянием для экспериментального обоснования функциональной работоспособности ИМ СТФ в составе макетной сборки «исполнительный механизм СУЗ+тяга привода+РО СУЗ+замок СТФ» (см. рисунок 23) выполнены исследования двух таких сборок на сейсмостойкость,виброустойчивость и вибропрочность.

Макет СТФ и некоторые элементы РО СУЗ, рабочий орган СУЗ, изготовленные из молибденового сплава и композитного материала, выдержали два цикла испытаний на сейсмостойкость, вибропрочность ивиброустойчивость (с приводом АЗ и повторно в сборке с приводом АР-КР).

Были определены значения относительного демпфирования (2,1 – 6,9 %), которые в 1,05 – 3,45 раза превышают рекомендуемое значение в «Нормах расчётов на прочность...», что свидетельствует о дополнительном консерватизме прочностных расчётов, выполненных на этапе проектирования.

По результатам испытаний были получены удовлетворительные результаты и установлено, что изменений геометрических размеров, разрывов металла и механических повреждений не зафиксировано.

В шестой главе автором рассмотрены концептуальные решения по облику ВГР, передвижной и транспортабельной АСММ, когда исходя из опыта разработки, расчетного и экспериментального обоснования прототипов и требований к источникам ядерной энергии для автономного энергоснабжения сформулированы концепции ВГР, варианты АСММ. На основе опыта и с учетом свойств выбранных отечественных конструкционных материалов автором предложена концепция реактора (см. Рисунки 8, 9).

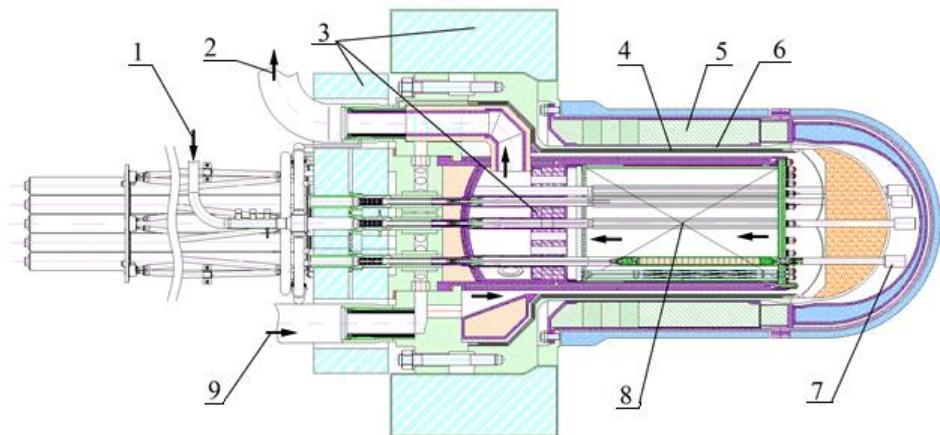


Рисунок 8. Концептуальный вариант РУ

1 – вход НТ; 2 – выход ВТ; 3 – раздельная биологическая защита; 4 – экранная теплоизоляция; 5 – отражатель; 6 – корпус реактора; 7 – СТФ; 8 – активная зона; 9 – вход ВТ

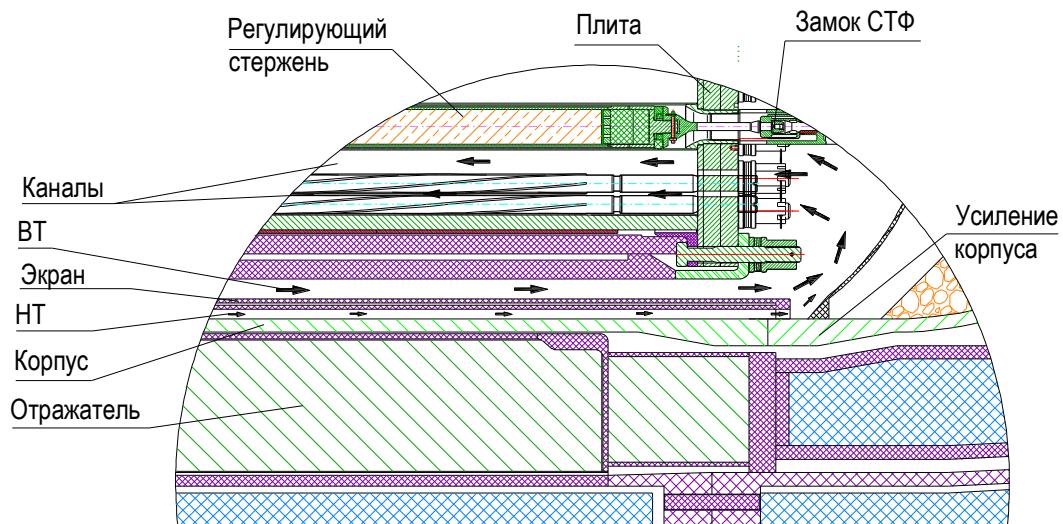


Рисунок 9. Фрагмент конструкции РУ

На основании предложенной концепции ВГР автором были разработаны концептуальные проекты передвижной и транспортабельной АСММ и схема установки (см. Рисунки 10, 11). В конструкции реакторов передвижной и транспортабельной АСММ используются универсальные решения по конструкции узлов и элементов. В проектах АСММ для повышения надежности энергоснабжения предложена схема с двумя независимыми источниками тепловой энергии: основной ядерный – ВГР и резервный на органическом топливе от камер(ы) сгорания газотурбинного двигателя с преобразованием энергии в параллельно стоящих газотурбинных установках с разомкнутым контуром.

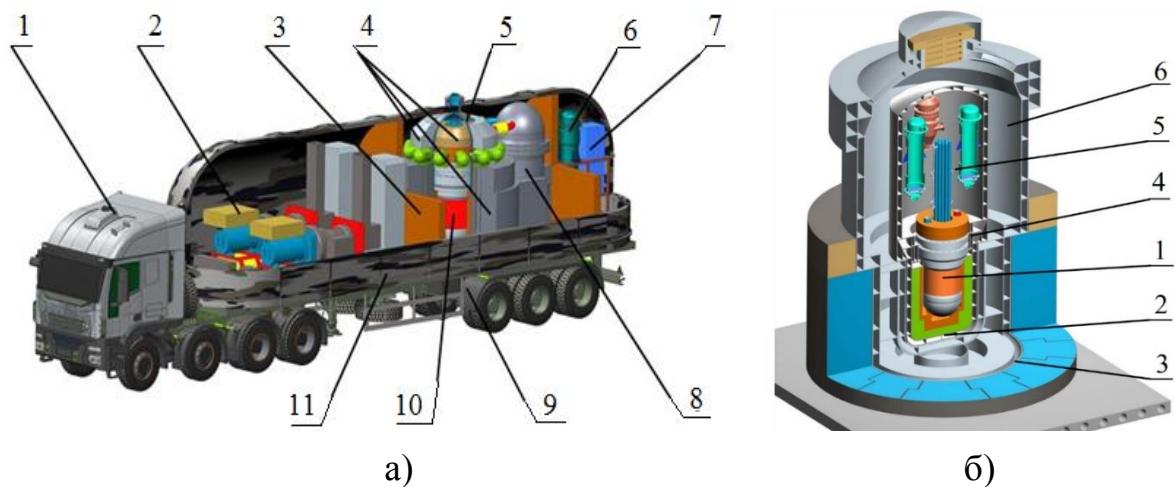


Рисунок 10. Компоновка передвижной (а) и транспортабельной АСММ (б)

1 – тягач; 2 – ГТУ; 3, 4 – блоки РЗ; 5 – внутренняя оболочка; 6 – баллон подпитки первого контура; 7 – система управления; 8 – оборудование первого контура; 9 – полуприцеп; 10 – реакторная установка; 11 – внешняя оболочка

1 – реактор; 2, 3 – блоки радиационной защиты; 4 – страховочный корпус; 5 – оборудование первого контура; 6 – внешняя оболочка

Теплоноситель первого (гелий-ксеноновая смесь) и второго контура (воздух) выбран исходя из анализа схемных решений, обеспечивающих:

- высокую температуру теплоносителя и, как следствие, более высокий КПД;
- снижение стоимости тепловой энергии за счет более высокого КПД;

– транспортирование, хранение и эксплуатацию в широком диапазоне температур окружающей среды от минус 60 °С, когда другие теплоносители претерпевают фазовые превращения (вода, жидкие металлы).

Таким образом продемонстрирована возможность создания на базе универсальных поузловых и компоновочных решений ВГР для передвижных и транспортабельных АСММ с использованием ГТУ для эффективного получения электроэнергии и когенерации теплоты.

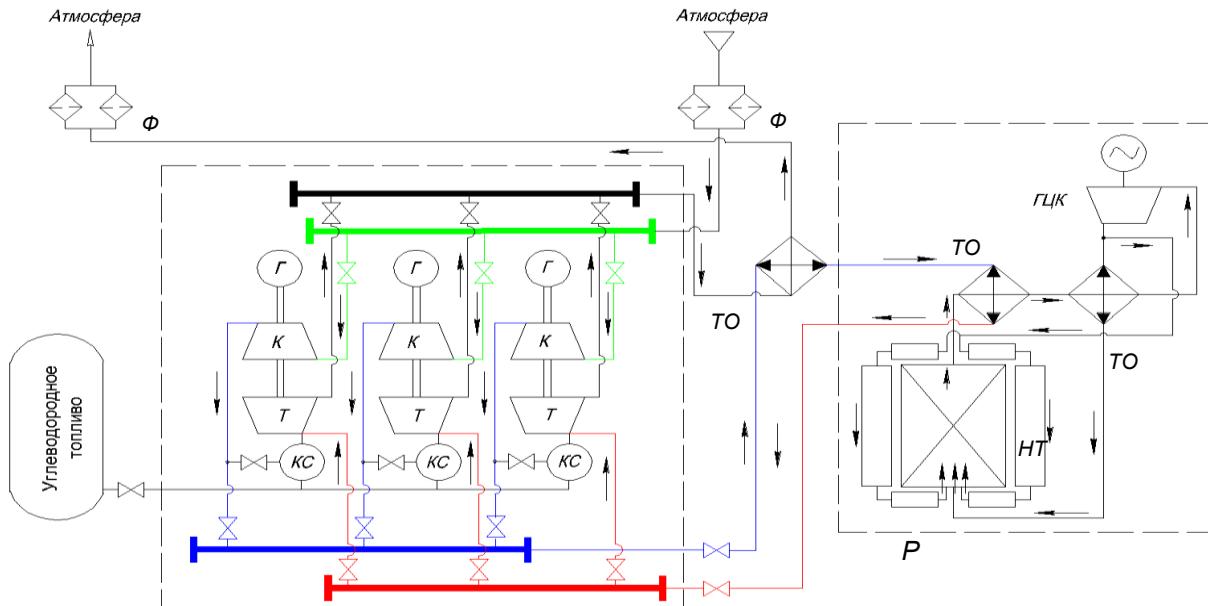


Рисунок 11. Схема АСММ

Г – электрогенератор; ГЦК – главный циркуляционный компрессор с электроприводом; К – компрессор; КС – камера сгорания; НТ – низкотемпературный тракт; Т – турбина; ТО – теплообменник; Ф – фильтр

В седьмой главе приведены сведения об экономической эффективности принятых решений, которые могут использоваться для РУ как передвижной, так и транспортабельной АСММ в ряде регионов. По результатам предварительной оценки конкурентоспособности АСММ с ВГР себестоимость электроэнергии головного блока в ценах первого квартала 2016 г. составила 39 р/кВт·ч без учета топлива и 51 р/кВт·ч с учетом топлива при установленных тарифах на энергоресурсы в Республике САХА (Якутии) для населенных пунктов, не имеющих сетевого энергоснабжения, в 2019 г установлены тарифы в диапазоне от 44 до 344 руб/кВт·ч.

Общие выводы к работе

1. Продемонстрирована возможность создания на базе ВГР с применением универсальных поузловых и компоновочных решений передвижных и транспортабельных АСММ с использованием газотурбинных установок электрической мощностью до 800 кВт единичной мощности для эффективного получения электроэнергии и когенерации теплоты в целях решения задач освоения районов Крайнего Севера и Арктики.

2. Впервые предложена и обоснована эффективность использования универсального ВГР на быстрых нейтронах в составе АСММ, включающего активную зону со стержневыми твэлами контейнерного типа и каналами для органов управления реактивностью, раздельную РЗ, интегрированных в общем охлаждаемом

теплоносителем корпусе, и боковой неохлаждаемый отражатель, расположенный снаружи корпуса реактора

3. Универсальный компактный ВГР на быстрых нейтронах тепловой мощностью до 3,5 МВт позволяет получить температуру инертного теплоносителя в диапазоне 1100-1500К при давлении до 3,5 МПа, что может обеспечить к.п.д. электрогенерации ~30% при использовании прямого газотурбинного цикла.

4. Использование современных кодов, для валидации которых реализована программа до реакторных экспериментов, исследований свойств материалов, выбор материалов и конструктивных решений корпуса реактора, РЗ, бокового отражателя обоснованы расчетами объемного энерговыделения, температур и температурных полей, механических нагрузок в том числе от экстремальных внешних воздействий. Погрешность определения характеристик основных элементов универсального модуля оценивается в +15%, что создает неопределенность в мощности и массогабаритных характеристиках модуля около 7% с учетом возможности снижения запаса до предельных значений температур конструкции при достижении проектных параметров установки.

5. Разработаны и обоснованы расчетно-экспериментальными методами узлы и система универсального использования:

- система охлаждения корпуса ВГР на быстрых нейтронах;
- дополнительная СТФ компактного ВГР на быстрых нейтронах;
- раздельная компоновка РЗ, позволяющая исключить металлические трубопроводы ВТ и НТ внутри (на периферии) РЗ.

Принятые по исследованным узлам решения обеспечивают высокий уровень самозащищенности реактора, удовлетворяют современным требованиям ядерной и радиационной безопасности и способствуют обеспечению физической защиты ядерных установок и защищены авторскими свидетельствами.

Результаты проведенных исследований опубликованы в следующих статьях:

1. Драгунов Ю.Г., Дунайцев А.А., Ким Д.Д., Кобзев П.В., Кудинов В.В., Куликов Д.Г. Концепция передвижной электростанции малой мощности с быстрым газоохлаждаемым реактором. // Атомная энергия, 2019, Т. 126, Вып. 1, С. 3–7. (0,5625 п.л./0,25 п.л.).
2. V.V. Kudinov [at al.] Conception of a Trasportable Small Power Plant with a Fast Gas-Cooled Reactor. // At Energy 126: 1, 3-7 (2019) <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00504-6>.
3. Драгунов Ю.Г., Кудинов В.В., Куликов Д.Г. Подходы к разработке атомной станции малой мощности на основе газоохлаждаемого реактора. // Атомная энергия, 2019, Т. 126, Вып. 5, С. 243–248. (0,6625 п.л./0,45 п.л.).
4. V.V. Kudinov [at al.] Approaches to Developing a Small Nuclear Power Plant Based on a Gas-Cooled Reactor. // At Energy 126: 5, 243-248 (2019) <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00549-7>.
5. Афремов Д.А., Драгунов Ю.Г., Корецкий С.А., Кудинов В.В., Куликов Д.Г. Выбор и обоснование схемы охлаждения корпуса реактора для АСММ. // Атомная энергия, 2020, Т. 129, Вып. 5, С. 254–258. (0,6625 п.л./0,3 п.л.).
6. V.V. Kudinov [at al.] Reactor Pressure Vessel Cooling Scheme: Selection and Validation for Small Nuclear Power Plants. // Atomic Energy 129: 5, 256-262 (2020) <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00745-4>.

Подписано в печать **.**.2022
Печать офсетная. Бумага офсетная.
Формат 60x90 1/16. Усл. печ. л. 1,25
Тираж 100 экз. Заказ № *
Отпечатано в АО «НИКИЭТ»
10100, Москва, а/я 788