

На правах рукописи



КУРСКИЙ АЛЕКСАНДР СЕМЕНОВИЧ

**МЕТОДЫ КОМПЛЕКСНОГО РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМ
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ВОДОРОДНОЙ ВЗРЫВОЗАЩИТЫ
КОРПУСНЫХ КИПЯЩИХ РЕАКТОРОВ
С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ**

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

Автореферат диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Москва

2014 г.

Работа выполнена в Открытом Акционерном Обществе
«Государственный научный центр
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Научный консультант:

доктор технических наук, профессор –

Калыгин Владимир Валентинович

Официальные оппоненты:

Доктор технических наук, профессор,

начальник управления главных инженеров проектов

филиала ОАО «Головной институт ВНИИЭТ» «СИБАЭП» Еринов Геннадий Алексеевич

Доктор технических наук,

генеральный директор ОАО «ВНИИНМ»

Иванов Валентин Борисович

Доктор технических наук, профессор,

начальник центра диагностики, сейсмической безопасности

и расчетного анализа ОАО «Атомтхэнерго»

Рисный Сергей Иванович

Ведущая организация: ОАО «Научно-исследовательский и конструкторский институт
оперотехники им. Н.А. Доллежалея», г. Москва

Защита состоится «27» мая 2014 г.

на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 в Национальном
Исследовательском Центре «Курчатовский институт», 123182, г. Москва, ул. Курчатова 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Национального исследовательского
Центра «Курчатовский институт».

Автореферат разослан « » _____ 2014 г.

Ученый секретарь

диссертационного совета

доктор технических наук, профессор



Малосов В.Г.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы

Корпусные кипящие реакторы широко внедрены в мировую атомную энергетику. За почти 60-летнюю историю развития направления BWR (boiling water reactor) было введено в эксплуатацию более 120 реакторов типа BWR, более половины из них продолжают эксплуатацию в настоящее время. Одноконтурные реакторные установки обладают большим потенциалом упрощения технологической схемы. Это позволяет улучшать их экономичность, повышать уровень безопасности и выдерживать конкурентную борьбу с двухконтурными реакторными установками (PWR, ВВЭР).

На современном этапе разработчиками BWR эволюция кипящих реакторов декларируется как переход к естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦ) и к многофункциональности систем, влияющих на безопасность. Корпусные кипящие реакторы с естественной циркуляцией теплоносителя – это ближайшее будущее одного из ведущих направлений в мировой атомной электроэнергетике. Естественная циркуляция теплоносителя в корпусе реактора позволила широко применить в конструкции экономичных упрощенных установок поколения III+ (ESBWR) пассивные элементы защиты. Многофункциональность пассивных элементов защиты в проектах инновационных установок ориентирована на комплексное решение проблем безопасности.

Однако отсутствие референтных систем безопасности на работающих энергоблоках Японии, США, Швеции, Тайваня и других стран является основной проблемой в широкомасштабном продвижении кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя. Кроме этого массовому внедрению установок типа ESBWR препятствуют следующие факторы:

1. Существующие подходы локализации радиоактивных веществ в герметичных страхующих корпусах не обеспечивают взрывозащиту реактора при авариях, поэтому проблемы радиационной безопасности и водородной взрывозащиты при авариях на корпусных кипящих реакторах должны решаться комплексно и взаимосвязанно.

2. Принцип действия пассивных систем безопасности, обеспечивающих надежное охлаждение реактора, его радиационную безопасность и предотвращение взрывов оборудования, не опробован на действующем аналоге.

Исходя из этого, особое значение имеет экспериментальное обоснование радиационной безопасности и водородной взрывозащиты действующей прототипной реакторной установки: как в режимах нормальной эксплуатации, так и в аварийных режимах.

В настоящее время единственный корпусной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя эксплуатируется в составе российской исследовательской ядерной

установки ВК-50: водяной кипящий (ВК) реактор с мощностью электрогенератора до 65 МВт(э). Многолетняя (с 1965 г.) безаварийная эксплуатация ВК-50 в различных энергетических режимах доказывает надежность данного типа реактора. Поэтому очевидна актуальность исследований внутренне присущих свойств безопасности реакторной установки ВК-50 для подтверждения высокого уровня безопасности и внесения корректив в проекты реакторов ВВЭР. Эти изменения направлены на предотвращение аварий с взрывами гремучего газа и выходом радиоактивности в окружающую среду.

Для отечественной атомной энергетики опытные данные, полученные на ВК-50, имеют особое значение в связи с переводом работы установки из режима АЭС в режим атомной ТЭЦ (1979 г.). Поскольку в ближайшее десятилетие ввод в эксплуатацию новых типовых серийных энергоблоков АЭС планируется в основном за счет отработанной технологии реакторов ВВЭР, то корпусные кипящие реакторы могут занять свою нишу не в электроэнергетике больших мощностей, а в региональной энергетике. Региональная энергетика в настоящее время и в перспективе является самым большим и развивающимся сектором энергетической системы страны. В этом секторе вырабатывается основная часть энергопродукции России. До 85 % тепловой энергии и до 50 % электроэнергии производятся в стране за счет когенерации – экономически эффективной комбинированной выработки обоих видов энергии на теплоэлектроцентралях (ТЭЦ).

По оценкам ведущих специалистов в области стратегического развития мировой энергетики повышение стоимости природного газа до мировых цен и прогнозируемая плата за выбросы вредных веществ до 100 долларов за тонну CO₂ приведут к значительному росту себестоимости вырабатываемой энергопродукции на органическом топливе. С учетом этих факторов в долгосрочной перспективе для России становится актуальным вопрос, имеющий важное не только научное, но и социальное значение: замещение выводимых из эксплуатации паровых теплофикационных турбин на атомные ТЭЦ (АТЭЦ).

Наиболее эффективно использование режима когенерации на одноконтурных реакторных установках с турбинами насыщенного пара, поскольку коэффициент теплоотдачи при конденсации насыщенных паров более чем на два порядка выше, чем при охлаждении перегретого пара. Отбор пара от турбин на теплофикацию позволяет на ядерных установках типа ВК увеличить производство товарной продукции более чем в полтора раза по сравнению с чисто «электрическим» режимом работы, а коэффициент полезного действия поднять до 75 % и более. Внедрение и совершенствование технических решений, реализованных на реакторной установке (РУ) ВК-50, позволяют более эффективно использовать ядерное топливо без повышения параметров пара, значительно снизить стоимость когенерационных энергоблоков данного типа, сделать их окупаемыми при длительном сроке эксплуатации.

На современном этапе внедрения в атомную энергетику экономически эффективных установок особое значение приобретает практическое подтверждение надежности и безопасности кипящих реакторов большой и малой мощности, экспериментальное обоснование способов и устройств обеспечения безопасности на действующем оборудовании. Поэтому формирование методов обеспечения безопасности на основании изучения и систематизации внутренне присущих свойств радиационной безопасности и водородной взрывозащиты прототипной установки ВК-50 являются актуальными направлениями исследований, позволяющими:

- обосновать методы усовершенствования конструкций и технологических схем проектируемых и действующих реакторных установок ВWR,

- на основании разработанных методов реализовать технические и технологические решения проблем радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов при запроектных авариях с разгерметизацией контура теплоносителя.

Цель работы – разработка и практическая реализация научно обоснованных методов комплексного решения проблем водородной взрывозащиты и радиационной безопасности корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя.

Для достижения цели решены следующие **задачи**:

1. Проведен анализ причин аварий на легководных реакторах с выбросом радиоактивных веществ в атмосферу и повышением содержания водорода в оборудовании при разгерметизации контура теплоносителя.

2. Обобщены результаты исследования внутренне присущих свойств безопасности одноконтурной установки с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусном кипящем реакторе.

3. Проведены комплексные исследования различных аспектов радиационной безопасности реакторной установки с кипением теплоносителя в активной зоне и прямой выдачей пара из реактора на турбину.

4. Выполнены экспериментальные исследования по накоплению радиолитических газов в различных режимах эксплуатации корпусного кипящего реактора.

5. На основании обобщающих научных исследований обоснованы и реализованы технологические режимы и конструкции оборудования для обеспечения безопасности кипящего реактора при его нормальной эксплуатации.

6. Разработаны и реализованы на практике методы комплексного обеспечения радиационной безопасности и водородной взрывозащиты кипящего реактора при авариях.

Научная новизна работы

Выполненный комплекс исследований позволил:

- обобщить и проанализировать результаты исследований внутренне присущих свойств безопасности корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя,
- изучить и систематизировать экспериментальные данные о влиянии различных технологических аспектов и эксплуатационных условий на радиационную безопасность и взрывобезопасность корпусного кипящего реактора,
- разработать и реализовать на практике новые методы обеспечения работоспособности оболочек ТВЭЛов и контроля их герметичности,
- экспериментально обосновать методы эффективного удаления и сжигания водорода в контуре теплоносителя корпусного кипящего реактора,
- разработать методы и технологические подходы для их решения, позволяющие комплексно решать проблемы радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов при авариях.

Весомым показателем новизны являются патенты на изобретение и полезную модель на разработанные способы и устройства.

Теоретическая и практическая значимость работы

Положения и выводы диссертационного исследования позволили:

- расширить объем существующих представлений по проблемам безопасной эксплуатации одноконтурных установок с корпусными кипящими реакторами,
- выявить закономерности комбинированного влияния различных технологических условий на радиационные параметры и радиолитические процессы корпусного кипящего реактора,
- обосновать альтернативные существующим технологическим подходам методы решения проблем радиационной безопасности и взрывозащищенности корпусного кипящего реактора при аварии,
- разработать конкретные конструкции оборудования, технологические схемы и эксплуатационные режимы, которые внедрены при модернизации действующих (BWR-6, ABWR) и могут быть использованы при проектировании инновационных установок повышенной безопасности с корпусными кипящими реакторами.

Результаты выполненных исследований легли в основу проектно-конструкторских разработок по модернизации реактора ВК-50, что позволило обосновать и продлить срок эксплуатации реакторной установки до 50 лет.

Методы и методология исследования.

Методология диссертационного исследования включает в себя различные методы, учитывающие специфику предмета и объекта изучения. Важнейшие из них следующие:

а) **системный подход**, заключающийся в выявлении разнообразия связей и отношений при комплексном рассмотрении вопросов радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя;

б) расчетное **моделирование** предусматривало разработку расчетных моделей и прогнозирования:

1) состава отложений на оболочках ТВЭЛОВ,

2) уровня активности теплоносителя в зависимости от режимов останова реактора и характера дефектов оболочек ТВЭЛОВ;

в) основной объем информации, представленный в работе, получен **методом эмпирического исследования**;

г) конкретные методы комплексного решения проблем безопасности реакторных установок и технологические подходы для их реализации определены при последовательном выполнении этапов **расчетно-конструктивного метода**:

1) собрана и накоплена необходимая информация: получены экспериментальные данные о радиолитических процессах и особенностях фазового переноса радиоактивности в контуре теплоносителя реакторной установки ВК-50;

2) выполнен научный анализ процессов: по результатам расчетно-экспериментальных исследований сформулированы выводы о внутренне присущих свойствах безопасности корпусного кипящего реактора;

3) проведена оценка установленных причинно-следственных связей и разработаны альтернативные варианты решения проблем: на основании выявленных закономерностей обоснованы эксплуатационные режимы, разработаны и внедрены новые конструктивные решения и технологические схемы;

4) составлены прогнозы и рекомендации на перспективу: по результатам испытаний оборудования и реализации технологических процессов сформированы предложения по совершенствованию установок ВВР и ВК.

Высокая **степень разработанности темы исследования** может быть подтверждена следующим. Результаты исследований являются итогом многолетней работы автора на реакторной установке ВК-50. Автором и при его непосредственном участии в качестве ответственного исполнителя, руководителя исследовательских работ:

- обобщена информация и выполнен системный анализ результатов исследований внутренних свойств безопасности корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя;

- получены экспериментальные результаты исследований по состоянию конструкционных материалов реактора и его активной зоны после многолетней эксплуатации;

- обоснован и внедрен алгоритм загрузок активной зоны реактора ВК-50, который обеспечивает эксплуатационное соответствие тепловых мощностей отложениям и степени окисления оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ);

- расчетно смоделирован и экспериментально подтвержден процесс накопления отложений на ТВЭлах и выноса в теплоноситель продуктов коррозии железа, предложены и реализованы на практике меры по снижению содержания частиц продуктов коррозии железа при переходных режимах работы реактора;

- изучены возможности эксплуатации тепловыделяющих сборок (ТВС) с негерметичными оболочками ТВЭЛОВ в условиях кипения теплоносителя в активной зоне;

- внедрены в эксплуатацию система контроля герметичности оболочек ТВЭЛОВ (КГО) на работающем реакторе и система КГО при проведении перегрузки активной зоны реактора;

- проведены экспериментальные исследования химических отмывок оболочек ТВЭЛОВ;

- проведены эксперименты по определению влияния жидкого борного поглотителя нейтронов на газовый режим реактора;

- реализованы на практике технические меры по обеспечению водородной взрывозащиты оборудования реакторной установки ВК-50;

- создана автоматизированная система радиационного контроля при авариях;

- разработана принципиальная конструкция системы локализации пара после предохранительных клапанов с отведением парогазовой смеси за пределы защитной оболочки корпуса реактора;

- предложен и расчетно обоснован метод оптимального сочетания систем безопасности и систем нормальной эксплуатации для комплексного решения проблем радиационной безопасности и водородной взрывозащиты при авариях.

Создание концепций энергетических корпусных кипящих реакторов проведено автором в сотрудничестве с коллегами из ОАО «ГНЦ НИИАР», ОАО ОКБ «Гидропресс», ОАО «Ижорские заводы», ОАО «НИКИЭТ». Автор лично представлял концепции АТЭЦ с кипящими реакторами на различных конференциях и технических совещаниях.

Очевидно, что проведение экспериментов на реакторе – труд коллективный. В подготовке и проведении реакторных испытаний, в проведении расчетов непосредственное творческое участие принимали сотрудники ОАО «ГНЦ НИИАР» к.т.н. Ещеркин В.М., к.т.н. Краснов А.М., к.т.н. Семидоцкий И.И., к.т.н. Якшин Е.К., к.т.н. Шамардин В.К., к.т.н. Смирнова И.М., к.т.н. Шмелев В.Е., к.т.н. Кизин В.Д., Филякин Г.В., Туртаев Н.П., Михайлов П.А., сотрудник ОАО «ВНИИНМ» Ещеркин А.В.

Проработка проектных решений инновационных энергетических реакторов типа ВК выполнена совместно с сотрудниками ОАО «ГНЦ НИИАР» д.т.н., профессором

Калыгиным В.В., к.т.н. Святкиным М.Н., Протопоповым Д.П., Широковым В.И., сотрудниками ОАО «НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала» д.т.н., профессором Кузнецовым Ю.Н., Колесниковым К.Э., сотрудниками ОАО ОКБ «Гидропресс» д.т.н. Махиным В.М., к.т.н. Васильченко И.Н., к.т.н. Моховым В.А., сотрудниками ОАО «Ижорские заводы» Кашириным В.И., Янчуком В.А., сотрудником НИЦ «Курчатовский институт» к.т.н. Соколовым И.Н. Активную поддержку и помощь при исследовании актуальности внедрения атомных ТЭЦ с реакторами типа ВК в системы теплоснабжения городов оказали сотрудники ИНЭИ РАН член-корреспондент РАН Филиппов С.П. и к.э.н. Макарова А.С.

Достоверность результатов и обоснованность выводов диссертационной работы подтверждаются:

1. комплексом исследований, выполненных на реакторе ВК-50, и соответствующим анализом сопоставимости результатов с опытными данными, полученными на российских канальных и зарубежных корпусных кипящих реакторах;
2. использованием современных расчетных кодов, верифицированных по опытными данным реактора ВК-50;
3. применением апробированных расчетных методик, подтвержденных экспериментами, а также опытом многолетней безопасной эксплуатации реактора ВК-50.

Апробация полученных результатов.

Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались:

1. на международной конференции по проблемам материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС (Санкт-Петербург, 2008 г.),
2. на всероссийском совещании «Безопасность исследовательских ядерных установок» (Димитровград, 2009 г.),
3. на межотраслевой научно-технической конференции «Атомрегион 2009» (Дзержинск, 2009 г.),
4. на межотраслевом семинаре «Физика ядерных реакторов» (Москва, НИЦ «Курчатовский институт», 2010 г.),
5. на техническом совещании, посвященном подготовке доклада из серии изданий по ядерной энергии «Варианты включения средств внутренне присущей устойчивости с точки зрения нераспространения и физической безопасности в конструкции АЭС с инновационными реакторами малой и средней мощности (РМСМ) и сопутствующие топливные циклы» (Вена, МАГАТЭ, 2010 г.),
6. на межотраслевой межрегиональной научно-технической конференции «Перспектива развития системы атомных станций малой мощности в регионах, не имеющих централизованного электроснабжения» (Москва, РАН, 2010 г.),

7. на международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (Москва, 2010 г.),

8. на научно-технических советах в ОАО «ГНЦ НИИАР» (2010 г., 2011 г.), ОАО «ОКБ «Гидропресс» (2010 г.), ОАО «Ижорские заводы» (2011 г.),

9. на международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, 2011 г.),

10. на заседании профильного комитета Государственной Думы по энергетике (2011 г.),

11. на отраслевом совещании «О состоянии безопасности исследовательского ядерного реактора ВК-50 в ОАО «ГНЦ НИИАР» и предложениях по его дальнейшей эксплуатации» (2011 г.),

12. при подготовке и выпуске «Аналитического отчета по рассмотрению сценариев воздействия аномальных внешних событий на АЭС России» (2011 г.),

13. на совещаниях Госкорпорации «Росатом» по выпуску сводного отчета «Анализ целесообразности вариантов атомной генерации в Чаун-Билибинской промышленной зоне Чукотского автономного округа» (Москва, 2011 г.),

14. на всероссийской научной конференции «Материалы ядерной техники МАЯТ-2012» (Москва, 2012 г.).

15. на международной научной конференции «Атомные станции малой мощности - актуальное направление развития атомной энергетики» (Москва, РАН, 2013 г.)

По результатам исследований в научных изданиях опубликовано 50 работ, 17 – в ведущих рецензируемых научных журналах, получено два патента.

На защиту выносятся следующие основные положения:

1. Результаты комплексного анализа внутренне присущих свойств безопасности корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя.

2. Результаты экспериментальных исследований и расчетного обоснования радиационной безопасности одноконтурной реакторной установки.

3. Результаты исследований газового режима в технологической схеме с прямой выдачей пара из реактора на турбину.

4. Экспериментально отработанные эксплуатационные режимы, обеспечивающие безопасность корпусных кипящих реакторов при нормальной эксплуатации.

5. Разработанные и внедренные конструкции, определяющие надежность оборудования от взрывов водорода и радиационную безопасность корпусного кипящего реактора.

6. Обоснованные методы и технологические схемы для их реализации, обеспечивающие безопасность корпусного кипящего реактора при авариях.

Объем и структура работы

Диссертационная работа изложена на 185 страницах текста, включая 37 рисунков, 32 таблицы, состоит из введения, пяти глав, заключения и списка литературы из 135 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обосновывается актуальность работы, сформулированы ее цель, новизна и значимость.

Особое внимание уделено обоснованию актуальности использования корпусных кипящих реакторов в составе атомных ТЭЦ для теплообеспечения городов России.

Показано, что в настоящее время в зарубежной практике проектирования возобновился интерес к атомному теплоснабжению. Этому во многом способствуют зависимость стран от импорта органического топлива, экологический аспект и пересмотр позиций по отношению к децентрализованному способу отоплению городов: в странах Евросоюза (Дания, Германия и др.) приняты законы о содействии развитию когенерирующих мощностей.

Экономическая целесообразность и социальная значимость использования атомных ТЭЦ в региональной энергетике России определяется тем, что более 40 % органического топлива затрачивается на отопление, при этом прогнозируется увеличение объема централизованного производства тепла.

Возможности атомной теплофикации на одноконтурных установках с корпусными кипящими реакторами и турбинами насыщенного пара продемонстрированы:

- при переводе реакторной установки ВК-50 в режим АТЭЦ,
- при разработке проекта реакторной установки ВК-300.

Приведены результаты исследований ОАО «НИКИЭТ» и профильных институтов РАН по внедрению АТЭЦ с РУ ВК-300: более 34 блоков вблизи крупных городов России с населением от 600 тыс. до 1 млн и выше.

Для замещения выводимых из эксплуатации энергоблоков мощностью 60...120 МВт(э) (более 200 турбин в стране) автором диссертационной работы разработана концепция АТЭЦ с корпусными кипящими реакторами ВК-100 тепловой мощностью 360 МВт, максимальной электрической мощностью 120 МВт и максимальной теплофикационной нагрузкой 200 Гкал/час. Представлены результаты исследований рынков сбыта энергопродукции атомной ТЭЦ с реакторными установками ВК-100. Совместно с институтом энергетических исследований Российской Академии наук обоснована целесообразность сооружения более 100 энергоблоков в городах с населением от 100 до 700 тыс. человек.

Технические решения, основанные на результатах исследований внутренне присущих свойств безопасности прототипной установки ВК-50, позволяют решить проблемы

радиационной безопасности и водородной взрывозащиты инновационных реакторов, располагаемых в непосредственной близости от городской черты: как в режимах нормальной эксплуатации, так и в ситуациях, имитирующих события на аварийных энергоблоках BWR АЭС «Фукусима-1». Это определяет актуальность диссертационной работы.

В первой главе приведен обзор проблемных вопросов развития направления кипящих реакторов в мировой атомной энергетике, представлен анализ достоинств и недостатков корпусных кипящих реакторов, выполненный в сравнении с двухконтурными реакторными установками типа PWR, описан отечественный опыт проектирования корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя.

Направление одноконтурных установок с кипением в активной зоне активно развивалось в XX веке. За прошедшую историю атомной энергетике были успешно решены проблемы первоначального этапа развития направления BWR: повреждаемость твэлов, устойчивость поля энерговыделения, взрывобезопасность оборудования при нормальной эксплуатации, радиационное воздействие на окружающую среду и оперативный персонал.

Конструкция ESBWR (1550 МВт(э)) является на сегодняшний день логическим продолжением эволюции корпусных кипящих реакторов большой мощности: от параллельной работы прямого и двухконтурного цикла на реакторах I поколения, через многочисленные модификации II поколения реакторов с внешними петлями принудительной циркуляции теплоносителя (BWR-2 – BWR-5) – к встроенным в корпус реактора (опускной участок) струйным насосам (BWR-6), циркуляционным насосам (энергоблоки III поколения ABWR, ABWR-II) и к естественной циркуляции теплоносителя в проектах установок поколения III+ (CCR, SBWR, ESBWR).

В отличие от зарубежной атомной промышленности применение одноконтурных установок с корпусными кипящими реакторами в России предполагается только в малой энергетике. Для создания безопасного энергоблока, работающего в условиях меняющихся нагрузок, проектно-конструкторскими организациями был предложен реактор типа ВК в различных модификациях. В 90-е годы XX века были проведены расчетные обоснования реакторных установок ВВЭРК-200, ВВЭРК-500 (ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского), ВВК-25 («Ижорский завод»), ВКТ-12 (ОКБ «Гидропресс»), выпущен технический проект реакторной установки ВК-300 («НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»). В диссертационной работе приведены основные технические характеристики реакторов типа ВК. В проектной документации этих установок использованы опробованные на ВК-50 системы снижения радиоактивных газовых выбросов и каталитического сжигания водорода как типовое оборудование для корпусных кипящих реакторов малой мощности.

Для подтверждения важности и актуальности комплексного решения проблем радиационной безопасности и взрывозащиты представлен анализ аварий на легководных реакторах с выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду и повышением концентрации водорода в оборудовании: «Три Майл Айленд» (реактор типа PWR, 1979 г.), «Фукусима-I» (реакторы типа BWR, 2011 г.).

Сделан вывод, что выброс радиоактивного теплоносителя в атмосферу определяется в конечном итоге обеспечением водородной взрывозащиты реактора. Традиционная для мировой легководной атомной энергетики концепция радиационной безопасности в случае течи теплоносителя заключается в удержании радиоактивных веществ в замкнутом объеме – в первичной защитной оболочке (ПЗО). Вместе с радиоактивными газами в атмосферу ПЗО выходит радиолитический водород и водород – продукт пароциркониевой реакции. Недостатком схемы герметичной оболочки является зависимость работоспособности каталитических рекомбинаторов водорода от влажности газовой смеси. Влажный насыщенный пар конденсируется в порах катализатора (платины, родия, осмия, иридия, рутения или палладия), препятствуя проникновению водорода к активной поверхности катализатора и увеличивая вероятность образования гремучей смеси в верхних точках ПЗО.

Таким образом, решение проблемы радиационной безопасности за счет локализации радиоактивных веществ в герметичном оборудовании приводит к разрушению этого оборудования и к выбросу радиоактивных веществ в атмосферу.

Формированию альтернативных методов комплексного обеспечения радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов посвящены исследования, выполненные в рамках диссертационной работы.

Доказательством взаимосвязанности проблем водородной взрывозащиты и радиационной безопасности на легководных реакторах является также ситуация, произошедшая в 1974 г. на первом энергоблоке РБМК-1000 Ленинградской АЭС. При образовании гремучей смеси на линии выдержки радиоактивных газов после эжекторов турбины произошел взрыв железобетонного газгольдера и выход радиоактивных веществ в окружающую среду. Экспериментально отработанные методы предотвращения подобных ситуаций в оборудовании, где прекращается разбавление водорода паром, также представлены в работе.

Во второй главе проведена оценка уровня безопасности действующего корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя. Дана краткая характеристика реакторной установки ВК-50 и её экспериментальных возможностей. Представлены результаты технологических испытаний и экспериментальных исследований работы реактора в условиях кипения теплоносителя.

На основании анализа выполненных исследований показано, что установка с корпусным кипящим реактором и ЕЦ теплоносителя обладает уникальными внутренними свойствами безопасности и защищенности:

1. Простой, пассивный и, соответственно, надежный способ охлаждения активной зоны на основе ЕЦ теплоносителя в режимах нормальной эксплуатации и при авариях.

В соответствии с Рисунком 1 контур ЕЦ организован внутри корпуса реактора и включает в себя систему параллельных испарительных каналов активной зоны (чехловые ТВС), тяговый участок, где происходит осушение пара от влаги, и опускной участок. Представлены результаты модернизации контура ЕЦ и исследований гидродинамического режима пароводяного потока в корпусе реактора.

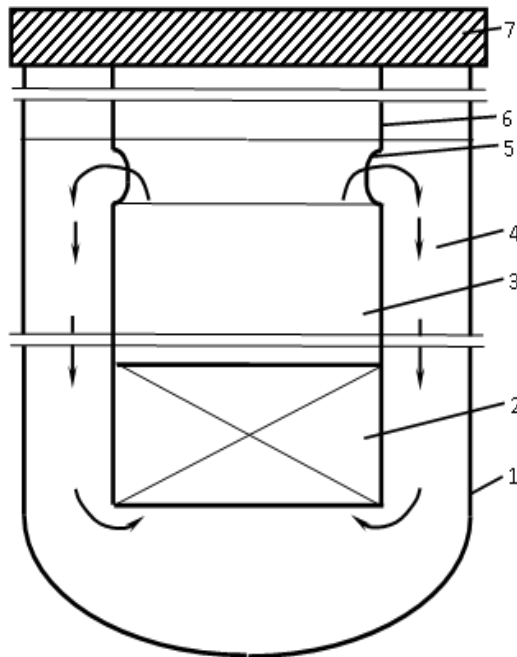


Рисунок 1 – Контур ЕЦ реактора ВК-50: 1 – корпус реактора, 2 – активная зона, 3 – общий тяговый участок, 4 – опускной участок, 5 – окна переливные, 6 – шахта, 7 – крышка корпуса

2. Высокие свойства саморегулирования и самоограничения мощности за счет отрицательных значений температурного и парового эффектов реактивности позволяют исключить рабочие органы автоматического регулирования (РО АР) из схемы СУЗ.

3. Конструкция корпуса реактора с верхним расположением исполнительных механизмов СУЗ и патрубков выше минимально достаточного уровня для ЕЦ теплоносителя обеспечивают надежность в аварийных режимах.

4. Эксплуатация корпуса реактора при значительно более низком давлении (до 7 МПа), чем на реакторах с водой под давлением, играет существенную «положительную» роль при авариях с течью теплоносителя.

5. Маневренность и безопасность при больших и резких изменениях параметров.

Представлен анализ режима работы реактора на изолированную энергосистему со значительными изменениями нагрузок в течение суток. Маневренность одноконтурной технологической схемы позволяет обеспечивать надежную эксплуатацию в современных условиях энергопотребления: без угрозы снижения безопасности работы реактора и применения сложных «программ регулирования» параметров установки.

6. Использование технологии прямой генерации пара для обеспечения безопасной эксплуатации при отключении внешних источников электроснабжения.

Реализованный на ВК-50 и представленный на Рисунке 2 режим «выбег генератора» позволяет за счет аккумулированного тепла в контуре теплоносителя снять самое значительное тепловыделение в первые минуты после срабатывания аварийной защиты: до снижения мощности активной зоны на уровень остаточного тепловыделения (позиция 2 на Рисунке 2). Работа контура теплоносителя обеспечивается подачей электроэнергии на высоковольтные насосы (питательный, конденсатный и циркуляционный насос охлаждения конденсатора турбины) от шин турбогенератора. Работа турбины осуществляется паром, остающимся в трубопроводах и в самом реакторе (позиция 1 на Рисунке 2). Режим «выбег генератора» позволяет более резко снизить давление после аварийного останова реактора и минимизировать выброс радиоактивного теплоносителя при разгерметизации оборудования, значительно уменьшить количество систем подпитки и расхолаживания, обеспечить радиационную безопасность штатными системами, а взрывобезопасность установки – за счет удаления с паром радиолитического водорода из реактора на систему каталитического сжигания в турбинной части контура теплоносителя.

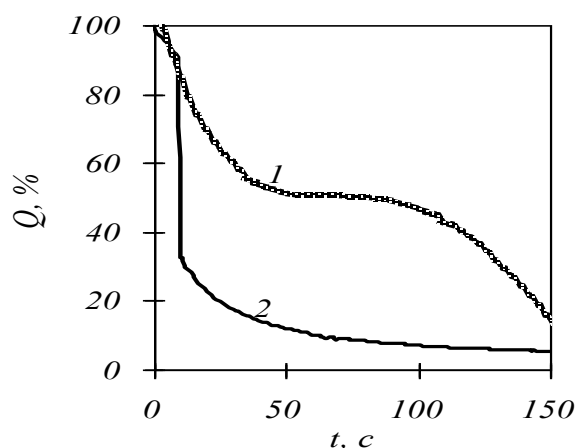


Рисунок 2 – Изменение тепловыделения реакторной установки ВК-50 в режиме «выбег генератора»: 1 – тепловая мощность реактора, 2 – тепловыделение в активной зоне

7. Использование теплоносителя без жидкого борного поглотителя нейтронов позволяет значительно уменьшить риск межкристаллитной коррозии и коррозионного растрескивания внутрикорпусной нержавеющей стали.

8. Унификация принципов и средств измерения уровня воды в кипящем реакторе при аварийных режимах и нормальной эксплуатации.

9. Устойчивая работа контура ЕЦ в аварийных режимах при сохранении уровня воды пассивными системами безопасности.

10. Доказанная на практике маневренность корпусного кипящего реактора во всем диапазоне мощностей по отношению к «йодной яме».

11. Эксплуатация корпуса и внутрикорпусных устройств при более низких температурах и значительно меньшем облучении по сравнению с реакторами типа PWR (ВВЭР).

12. Контур теплоносителя требует значительно меньшей энергии на собственные нужды, средств технологического контроля и автоматики по сравнению с реакторами типа PWR.

13. Высокая надежность и защищенность от взрывов водорода за счет уноса с паром из реактора продуктов радиолитического распада и отработанной безопасной технологии сжигания водорода на турбоустановке.

14. Особенности фазового переноса радиоактивности, определяющие радиационную безопасность как при нормальной эксплуатации, так и при её нарушении, включая запроектные аварии.

Для формирования методов комплексного обеспечения безопасности при авариях в диссертационной работе представлены детально изученные вопросы водородной взрывозащиты и радиационной безопасности: радиолитические процессы и фазовый перенос радиоактивности.

В третьей главе рассмотрены методы обеспечения радиационной безопасности реакторной установки с корпусным кипящим реактором. Для формирования методов были изучены физические явления и установлены зависимости между параметрами, характеризующими данный аспект безопасности.

Проведенный комплекс исследований позволил сделать следующие **выводы:**

1. Радиационная безопасность обусловлена рядом специфических особенностей распределения и переноса радиоактивных продуктов, связанных с режимом кипения:

- с одной стороны, межфазный барьер, препятствующий распространению негазообразных радиоактивных продуктов коррозии (РПК) из корпуса реактора на турбину,
- с другой стороны, непрерывное удаление из корпуса реактора газообразных радионуклидов.

2. Радиационная обстановка формируется в основном за счет отложений долгоживущих продуктов коррозии. Вследствие фазового распределения радиоактивных продуктов коррозии в корпусе реактора сосредоточено от 97 до 99 % РПК, находящихся в теплоносителе и отводимых из области зеркала испарения на систему водоочистки. Соответственно, в пароконденсатной части контура теплоносителя находится лишь 1...3 % РПК.

Опытным путем установлено: чем больше массовое паросодержание, тем меньше активность отложений на поверхностях, контактирующих с паром. В Таблице 1 приведены среднеарифметические значения видимых коэффициентов распределения РПК, которые характеризуют растворяющие способности кипящей воды и равновесного с ней насыщенного пара. Коэффициенты распределения ($K^{вид}$) получены более чем в 100 выполненных измерениях при различных давлениях в реакторе.

$$K^{вид}_i = K_i - W, \quad (1)$$

где W – влажность пара,

K_i – коэффициент выноса соединений i -элемента с паром;

$$K_i = \frac{\sum C_{пi}}{\sum C_{вi}}, \quad (2)$$

где $\sum C_{пi}, \sum C_{вi}$ – суммарные концентрации растворимых и нерастворимых примесей i -элемента в паре и воде соответственно, г/кг:

$$C_{пi} = C_{вi} \left(\frac{\rho''}{\rho'} \right)^n, \quad (3)$$

где ρ', ρ'' – плотность воды и пара соответственно, кг/м³;

n – координационное число, характеризующее степень гидратации химических соединений в паре.

Таблица 1 – Распределение РПК между паром и водой

Радионуклид	⁶⁰ Со	⁵⁹ Fe	⁵⁴ Mn	⁶⁴ Cu	⁶⁵ Zn	⁹⁹ Mo
Коэффициенты распределения между паром и водой ($K^{вид}$)	0,08	0,13	0,0003	0,0004	0,016	0,003
Координационное число (n)	0,83	0,71	2,21	1,87	1,4	1,95

Из Таблицы 1 следует, что величина удельной активности различных изотопов в отложениях уменьшается по контуру теплоносителя в $10^2 \dots 10^4$ раз, что позволяет обеспечить доступность оборудования контура теплоносителя при эксплуатации и ремонтах, а также ремонтпригодность крышки корпусного кипящего реактора.

3. Радиоактивные газы практически полностью уносятся из реактора с паром и не влияют на гамма-активность турбинного оборудования.

3.1. Из газообразных радионуклидов – продуктов активации ядер теплоносителя – в основном ¹⁶N ($T_{1/2} = 7$ с) вносит существенный вклад в мощность дозы оборудования паровой части контура теплоносителя. По результатам экспериментов была определена квадратичная

зависимость активности радионуклидов ^{16}N от мощности реактора: с ростом мощности значительно увеличивается выход ^{16}N с паром. Поэтому особое значение для установок с кипящими реакторами имеет конструкция паропроводов. Технологическая схема должна обеспечивать распад радионуклидов ^{16}N по ходу движения пара от реактора до турбины (не менее 40 с). Такая рекомендация, основанная на исследованиях РУ ВК-50, позволяет гарантировать эксплуатационную доступность оборудования машинного зала при работе реактора, а также значительно снизить стоимость энергоблока за счет исключения из его конструкции бетонной биологической защиты турбоагрегата.

3.2. Радиоактивные газовые продукты деления (ГПД) и продукты их радиоактивного распада не накапливаются в корпусе реактора и в контуре теплоносителя.

В Таблице 2 приведены видимые коэффициенты распределения газообразных продуктов деления в зависимости от паровой нагрузки (мощности реактора). Коэффициенты распределения получены при длительных измерениях воды под активной зоной и пара над ней при температурах насыщения от 255 до 270 °С.

Таблица 2 – Распределение газообразных продуктов делений между паром и водой

Мощность реактора, МВт	Активность в паре реактора, Бк/кг		Коэффициент распределения ($K^{\text{вид}}$)	
	^{133}Xe	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	^{133}Xe	$^{85\text{m}}\text{Kr}$
100	200	40	50	92
120	600	80	45	95
140	650	150	52	97
160	1200	200	44	99
180	1450	250	56	104
190	1700	350	54	107
200	2000	400	47	108

Из Таблицы 2 следует, что коэффициенты распределения радионуклидов криптона и ксенона между паром и водой практически не зависят от паровой нагрузки и соответствуют равновесным значениям 100 ± 8 и 50 ± 6 соответственно при относительной погрешности измерений 4,5...10 %.

Низкая растворимость газообразных продуктов деления в воде означает:

- ГПД практически не влияют на γ -поля в конденсатно-питательной части контура теплоносителя,
- измеренные уровни активности ГПД на напоре эжекторов турбины могут использоваться для определения негерметичности оболочек твэлов при работе реактора.

4. В отличие от ГПД радионуклиды ^{131}I после выхода из топливной матрицы осаждаются (сорбируются) на внутренней поверхности оболочек из-за низких тепловых нагрузок на ТВЭЛы, где и распадаются в процессе кампании. При остановках реактора создаются условия для выхода радионуклидов йода из-под оболочек в воду реактора: эффект «хайд-аут» – «прятание», а затем усиленный смыв в реакторную воду при изменении условий теплообмена. Из-за пульсаций давления вода попадает под оболочки негерметичных ТВЭЛов. При попадании под оболочку вода испаряется, йод растворяется в паре и от пульсаций давления под оболочкой выталкивается в воду реактора. В результате активность йода в воде реактора значительно увеличивается в сравнении с уровнем на работающем реакторе: в 500...800 раз при 100 % выходе из-под оболочек. Экспериментально установлено, что выход ^{131}I из-под оболочек ТВЭЛов в теплоноситель вследствие spike-эффекта зависит от скорости и характера изменения давления в реакторе. Наибольший выход ^{131}I в теплоноситель происходит при резком снижении и последующем повышении давления. Исходя из этого, даны рекомендации и отработаны регламентные действия при переходных режимах: введен запрет на восстановление давления в реакторе после его снижения, что позволило практически исключить выход ^{131}I из-под оболочек ТВЭЛов и не ограничивать начало ремонтных работ в контуре теплоносителя.

Опытным путем установлено, что в зависимости от водородного показателя теплоносителя коэффициенты распределения ^{131}I между газовой и водной фазами значительно изменяются: при кислотной среде ($\text{pH} < 6$) практически все находящиеся в воде радионуклиды ^{131}I уносятся в парогазовое пространство, а в щелочной среде ($\text{pH} > 8$) ^{131}I фиксируется только в водной фазе теплоносителя. Поэтому для случаев неизбежного вымывания ^{131}I из-под оболочек ТВЭЛов, когда происходят пульсации давления, был отработан технологический режим ввода щелочи в корпус реактора при его расхолаживании.

5. 99,8 % ГПД отводятся эжектором турбины, а далее радионуклиды локализируются в адсорбере установки подавления активности (УПАК). Эффективность и надежность работы УПАК позволяет достигать соизмеримые с двухконтурными реакторными установками газовые радиоактивные выбросы в окружающую среду (до 100 ГБк/сутки) даже при наличии негерметичных ТВЭЛов в активной зоне.

На Рисунке 3 представлена принципиальная схема системы снижения активности отходящих газов контура теплоносителя (УПАК) после её модернизации. Выполненные исследования показали, что углесодержащие сорбенты теряют работоспособность при влажности парогазовой смеси 100 %. Исходя из этого, в конструкции УПАК РУ ВК-50 предусмотрено двойное осушение газовой смеси: за счет конденсации влаги при положительной температуре (поз. 3) и за счет последующего ее вымораживания (поз. 5, 10).

В диссертационной работе обобщен опыт эксплуатации УПАК. Проанализированы достоинства и необходимые усовершенствования для более эффективной работы системы. К положительным характеристикам УПАК относится пассивность работы конденсационной части с подключением к вакуумной системе турбоустановки.

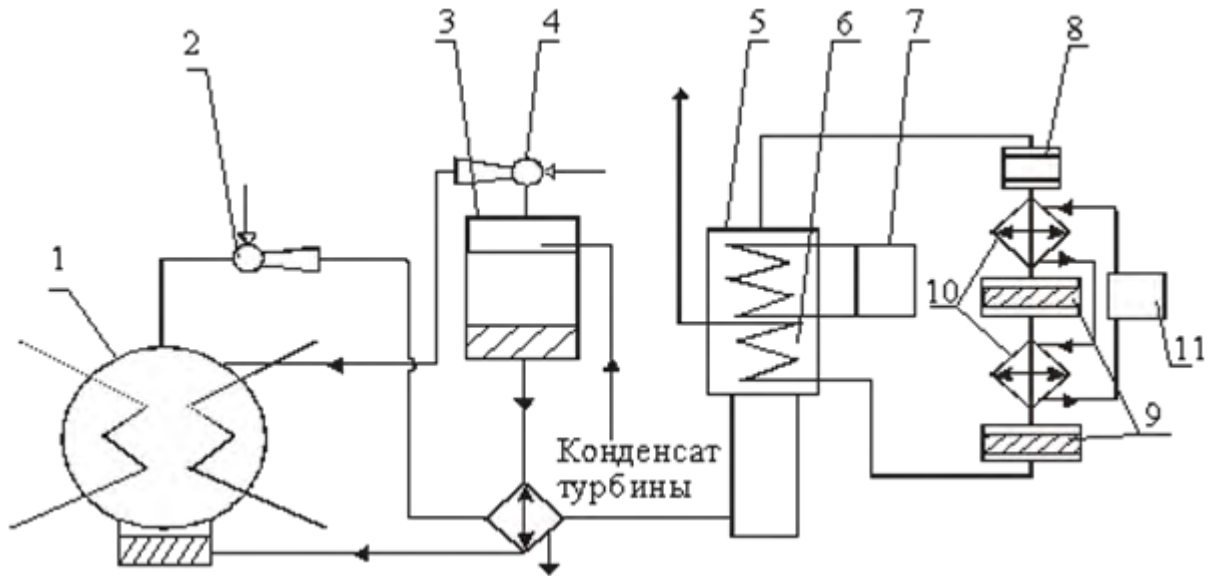


Рисунок 3 – Принципиальная технологическая схема УПАК РУ ВК-50: 1 – конденсатор турбины; 2 – эжектор турбины; 3 – испаритель – парозежекторный холодильник (ПЭХ); 4 – одноступенчатый эжектор; 5 – вымораживатель; 6 – регенеративный воздухоохладитель; 7 и 11 – холодильные машины; 8 – головной адсорбер; 9 – основные адсорберы; 10 – доохладитель газа

Показано, что работа УПАК позволяет уменьшать топливную составляющую за счет эксплуатации ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне корпусного кипящего реактора.

6. Анализ работоспособности оболочек твэлов рассматривался как приоритетное направление исследований в обоснование радиационной безопасности одноконтурных установок с корпусными кипящими реакторами. Проведены исследования ТВС с оболочками твэлов, изготовленными из циркониевого сплава Э110 ($Zr - 1\% Nb$). В результате выполненных обоснований и проведенных экспериментов обеспечена ресурсная стойкость ТВС и минимизирована вероятность появления дефектов оболочек твэлов.

6.1. Одной из актуальных проблем радиационной безопасности одноконтурной реакторной установки является выход из строя оболочек твэлов из-за нодулярной (очаговой) коррозии под отложениями. Для решения данного вопроса была разработана методика прогнозирования накопления отложений. Модель массопереноса и накопления отложений зависит от режима теплообмена у теплопередающей поверхности: однофазного потока с конвективным теплообменом, поверхностного кипения и развитого пузырькового кипения. Поэтому распределение отложений вдоль твэлов рассчитывалось по методу математической физики: с выбором участков (50...100 мм каждый), в пределах которых теплоноситель рассматривался как континуум с единым режимом теплообмена и, соответственно,

массопереноса из турбулентного потока к ламинарному подслою на оболочке. Методика позволила определить механизм и динамику концентрирования примесей на поверхности твэлов. Послереакторные материаловедческие исследования подтвердили, что основная часть отложений (83 %) образуется при стационарных режимах работы реактора и лишь 17 % – при переходных. Вклад в отложения продуктов коррозии железа (ПКЖ) нерастворенной формы (частицы магнетита Fe_3O_4) составил около 100 %, а отложения растворенной формы – 0,1 %.

В послереакторных исследованиях подтвердилась расчетная закономерность смещения максимума толщины отложений по высоте твэлов из нижней в среднюю часть, что соответствует увеличению экономайзерного участка и смещению тепловыделения по мере выгорания топлива. Результаты измерения активности продуктов коррозии на твэлах ТВС после её эксплуатации в активной зоне приведены в Таблице 3.

Таблица 3 – Распределение продуктов коррозии по высоте твэла

Место отбора проб	Активность на поверхности, ТБк/м ²				Содержание элемента, г/м ²		
	⁵⁹ Fe	⁶⁵ Zn	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁵⁹ Fe	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn
Верхняя часть	0,63	137	12,6	7	2,9	0,1	0,1
Средняя часть	6,2	1480	159	37	3,8	0,3	0,3
Нижняя часть	3,3	555	62	19	4,8	0,2	0,3
Примечание –							
1. Относительная погрешность измерения поверхностной активности – 4,2...7 %							
2. Относительная погрешность измерения содержания элементов в отложениях – 5,4...10 %							

Теоретически предсказан и в эксперименте обнаружен эффект Магнуса, который заключается в том, что в турбулентном пограничном слое относительно крупные частицы не образуют отложений на твэлах, но адсорбируются на границе раздела фаз вода-пар.

Экспериментально установлено, что на частицы диаметром более 3,5 мкм в направлении от оболочки действует сила Магнуса, возникающая в тонком ламинарном подслое у оболочки твэла вследствие значительного градиента скорости. У этих частиц скорость, приобретаемая за счет силы Магнуса (w_m), больше скорости конвективного переноса частиц (w_o) к поверхности твэла:

$$Wm = \frac{d^2 u^2}{48 \nu \delta_{сл}} > Wo, \quad (4)$$

где $\delta_{сл}$ – толщина пограничного слоя, м;

ν – кинематическая вязкость, м²/с;

d – диаметр частицы, м;

u – продольная скорость, м/с.

По результатам послереакторных материаловедческих исследований было доказано, что отложения в паровой части твэла плотные, поскольку формируются из мелких частиц, более прочно связанных с поверхностью оболочки. Отложения в нижней экономайзерной части твэла (с максимальными тепловыми нагрузками) более рыхлые, поскольку в ламинарном подслое «минимально» воздействие сил Магнуса на относительно крупные частицы.

Выполненные измерения удельной активности ^{59}Fe и фильтрация реакторной воды на полиядерных мембранах показали, что на пониженной мощности кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя снижается максимальный размер частиц, которые способны образовывать отложения на твэлах, не подвергаясь действию сил Магнуса. Для снижения отложений ПКЖ отработан регламент, согласно которому при пусках реактора производится очистка теплоносителя на низком уровне мощности, а за несколько часов до плановой остановки снижается мощность до такого же уровня мощности (менее 50 % от максимальной) без изменения давления в реакторе. При кипении теплоносителя методом резкого сброса давления в реакторе на 0,1..0,2 МПа/мин от поверхностей оборудования в теплоноситель отводятся продукты стояночной коррозии, а от экономайзерной части твэлов – крупные частицы диаметром более 3 мкм. Эти частицы не осаждаются на твэлах, а утилизируются на системе очистки теплоносителя. Уменьшение отложений продуктов коррозии на твэлах позволило практически исключить разгерметизацию вследствие нодулярной коррозии и перегрева оболочек твэлов.

6.2. Расчетами показано, что среднее значение неоднородности по теплопередающей поверхности всех твэлов (отношение плотности потока частиц, осаждающихся на поверхности твэла, к плотности потока частиц, поступающих в ламинарный подслоу при развитом кипении) при номинальной мощности реактора составляет 0,06. Это означает, что в условиях динамического равновесия (притока-оттока примеси) 6 % частиц ПКЖ из теплоносителя осаждаются на поверхности твэлов, а 94 % возвращается в ядро потока. Расчетные значения были подтверждены экспериментальными данными. Тем самым подтверждено, что водно-химический режим в контуре теплоносителя оказывает существенное влияние на состояние оболочек твэлов в условиях кипения.

При исследованиях ТВС, внутрикорпусных устройств, корпуса реактора и его аустенитной наплавки было доказано:

- Защитная пленка из оксидов железа типа маггемит ($\gamma\text{-Fe}_2\text{O}_3$), которая образуется в результате дозирования кислорода (200 мкг/кг) в конденсатно-питательный тракт, способствует замедлению коррозионных процессов на поверхности трубопроводов из сталей перлитного класса и вследствие этого – уменьшению отложений на оболочках твэлов.

- Теплоноситель с растворенным кислородом не является агрессивной средой для оборудования из нержавеющей сталей и оболочек твэлов из циркониевого сплава. Кислород негативно воздействует на внутрикорпусные устройства и циркониевые оболочки твэлов только при совместном действии с хлором. Свойства того или иного участка металла зависят от его местоположения: на границе раздела пар/вода существует наибольшая опасность для коррозионного растрескивания под действием хлора. Хлориды аккумулируются под отложениями на оболочках твэлов и интенсифицируют нодулярную коррозию в присутствии водорода. Данный факт подтвердил правильность реализованного на реакторе ВК-50 технического решения по переносу отбора теплоносителя на систему очистки из-под активной зоны в область зеркала испарения.

6.3. По результатам послереакторных исследований ТВС сделан вывод, что отложения на твэлах состоят в основном не только из железа, но также из меди. В реакторной воде медь находится в растворенной форме, для которой измеренный коэффициент распределения между паром и водой составил $K^{\text{вид}} \sim 10^{-3}$. Медь осаждается в порах между частицами магнетита (Fe_3O_4), закупоривает микроканалы на поверхности оболочек непроницаемыми плотными отложениями. Под этими отложениями образуется теплоизолирующий паровой зазор, который затрудняет отвод тепла от оболочки. Поэтому для реакторов с кипением теплоносителя в активной зоне реактора дана рекомендация по исключению применения медьсодержащих сплавов в конструкции оборудования контура теплоносителя.

6.4. Характер нарастания отложений (до 120 мкм за 6 лет эксплуатации ТВС) коррелирует с кинетикой развития коррозии, которая была определена в послереакторных исследованиях.

Исходя из количественно-качественного состава отложений и темпа роста окисных пленок, представленного на Рисунке 4, был отработан алгоритм формирования загрузок активной зоны реактора:

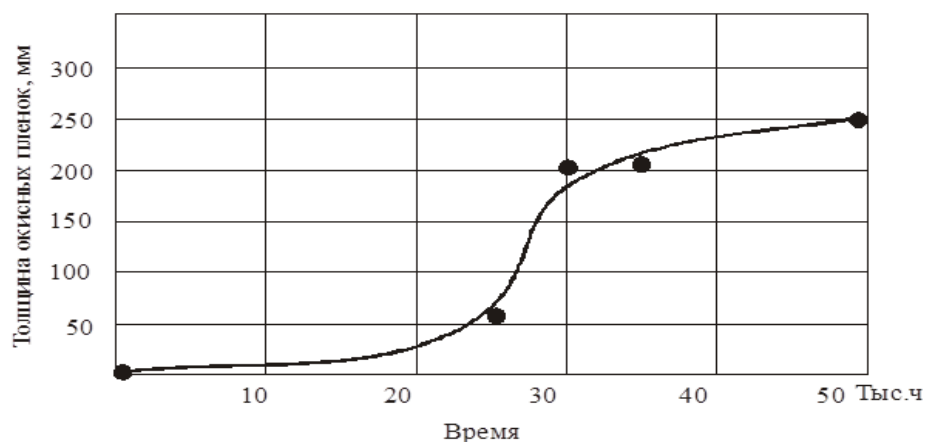


Рисунок 4 – Кинетика развития коррозии на оболочках твэлов

- более высоким нагрузкам в первый год эксплуатации ТВС (до 330 Вт/см) соответствуют минимальные («начальные») отложения и окисление оболочек твэлов,

- наибольшим отложениям продуктов коррозии (до 120 мкм) и окислению (толщина оксидного слоя циркония – до 250 мкм) в 5 и 6 годы эксплуатации ТВС соответствуют минимальные нагрузки на твэлы (80...120 Вт/см).

Данный алгоритм позволил исключить выход из строя оболочек твэлов из-за эксплуатационных условий.

6.5. В условиях работы кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя при относительно небольшой скорости теплоносителя (1 м/с) на поверхности твэлов возникают окисные пленки и отложения с различной плотностью и толщиной слоя по высоте твэлов. Экспериментально доказана высокая эффективность снятия отложений при химических промывках, которые позволяют значительно улучшать теплосъем с поверхности твэлов и повышать уровень радиационной безопасности кипящего реактора.

Среди многочисленных вариантов кислотных растворов наиболее эффективным для снятия отложений зарекомендовал раствор «ЭММАК» (mineral miracle solution), технология применения которого представлена в Таблице 4.

Таблица 4 – Раствор «ЭММАК» в различных фазах цикла химической отмывки

Фаза цикла	Содержание, г/кг
Окисление (2 часа)	КМnO ₄ – 1,0 HNO ₃ – 1,0
Восстановление (2 часа)	C ₆ H ₈ O ₆ – 1,0 HNO ₃ – 1,0

Приведены результаты послереакторных материаловедческих исследований, на основании которых сделан вывод: раствор «ЭММАК» практически полностью снимает плотные отложения из мелких частиц в испарительной части оболочек твэлов за 1 цикл химической отмывки и не оказывает существенного влияния на состояние циркониевого сплава.

6.6. Значительный вклад в обнаружение дефектов оболочек твэлов неразрушающим способом внесли проверки (контроль) герметичности оболочек твэлов (КГО) новыми способами и устройствами.

Разработана методика расчета скорости выхода ¹³³Xe из негерметичного твэла по активности ГПД на напоре эжекторов турбины. КГО по активности ¹³³Xe (реперного нуклида с наибольшим выходом среди контролируемых ГПД) более информативен, чем КГО только по активности йода. При работе реактора относительный выход ¹³¹I из макродефектов типа «контакт топлива с теплоносителем» диаметром более 40 мкм не превышает 10 % (K_j=0,1), а

при низкой линейной мощности твэла (менее 100 Вт/см в периферийных рядах активной зоны) – 1 %.

В отличие от ^{131}I газообразные продукты деления практически полностью удаляются из воды при её кипении, выносятся с паром из активной зоны и отделяются от него в конденсаторе турбины. Поэтому очередной прирост активности ^{133}Xe после эжектора турбины равен скорости выхода ^{133}Xe из вновь разгерметизировавшегося твэла. Большой период полураспада (5,2 сут) исключает ошибки идентификации, связанные с превращением ^{133}Xe в дочерние продукты радиоактивного распада.

При отсутствии негерметичных твэлов в спектре ГПД на напоре эжекторов турбины отсутствует пик с энергией 80 кэВ, соответствующий ^{133}Xe . С появлением в реакторе даже одного негерметичного твэла с микродефектом оболочки соответствующий пик регистрируется в спектре ГПД.

Экспериментально доказано, что выход ^{133}Xe не зависит от места расположения и размера дефекта на оболочке. В соответствии с Рисунком 5 выход ^{133}Xe из негерметичных твэлов зависит только от предыстории облучения до момента разгерметизации: увеличивается при росте нагрузки на твэл и уменьшается с увеличением выгорания топлива.

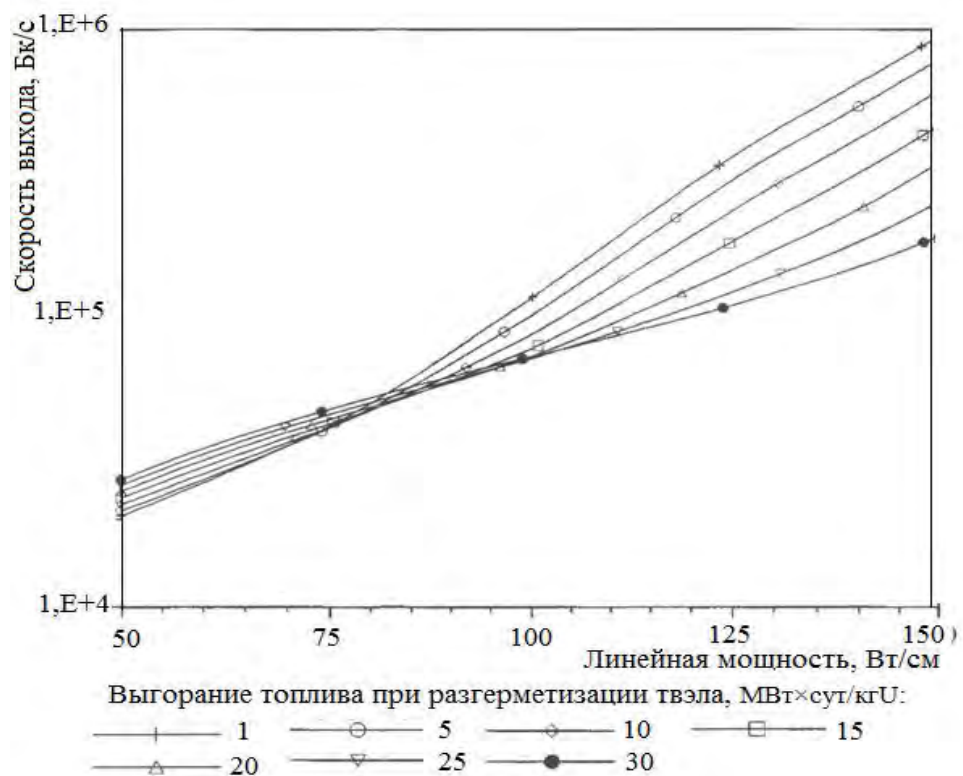


Рисунок 5 – Зависимость скорости выхода ^{133}Xe от линейной мощности негерметичного твэла

Методика определения и оценки негерметичных твэлов была верифицирована на ТВС с искусственными дефектами оболочек твэлов. В дальнейшем хорошая сходимость результатов

КГО при работе реактора и перегрузках активной зоны была продемонстрирована более чем в 10 кампаниях работы реактора ВК-50.

Разработанный метод является альтернативой технически сложной системе индивидуального отбора теплоносителя от каждой ТВС с измерениями активности йода на реакторах ВВР.

Метод «интегрального» КГО позволяет:

- регистрировать случаи разгерметизации оболочек твэлов по быстрому увеличению активности всех ГПД в контуре теплоносителя (на напоре эжекторов),
- фиксировать увеличение размеров ранее обнаруженного дефекта по увеличению активности короткоживущих радионуклидов при сохранении уровня активности ^{133}Xe ,
- производить оценку количества негерметичных твэлов во всей активной зоне сравнением активности ^{133}Xe как минимум на двух уровнях мощности,
- определять область расположения ТВС с дефектами оболочек твэлов по активности ГПД при локальных изменениях мощности в разных частях активной зоны: например, при перемещении органов СУЗ во время регламентных проверок подвеса рабочих органов к исполнительным механизмам.

Достоинством разработанной методики является расчетное прогнозирование активности ^{131}I в реакторе в зависимости от режимов его останова. Для режима останова с резкими колебаниями давления определяется максимальная удельная активность ^{131}I в воде реактора в зависимости от скорости выхода ^{133}Xe из негерметичных твэлов при работе установки. По расчетной ожидаемой максимальной величине активности ^{131}I принимается решение о вводе в реактор щелочи.

6.7. С учетом особенностей конструкции ТВС разработан метод внутриреакторного определения негерметичных твэлов при перегрузке активной зоны.

Устройство внутриреакторного КГО для чехловых ТВС приведено на Рисунке 6. Чехол ТВС используется в качестве пенала для извлечения в межтвэльное пространство радионуклидов Хе, Кг, I и Cs. Способ позволяет идентифицировать «газовую» негерметичность с микродефектами и определить место дефекта по высоте твэла. Реакторная вода из внутречехлового пространства вытесняется дистиллятом, поэтому в момент поступления на β-радиометр воды, которая находилась вблизи дефекта оболочки твэла, концентрация ГПД увеличивается, а сам сигнал имеет пиковый характер (Рисунок 7).

Реализованный на практике метод исключает необходимость проведения КГО всех ТВС активной зоны, получения фоновых показателей и вычисления пороговых значений. По выходу легкорастворимых радионуклидов I и Cs из внутречехлового пространства принимается

окончательное решение о величине дефекта оболочки твэла и возможности дальнейшей эксплуатации ТВС в реакторе.

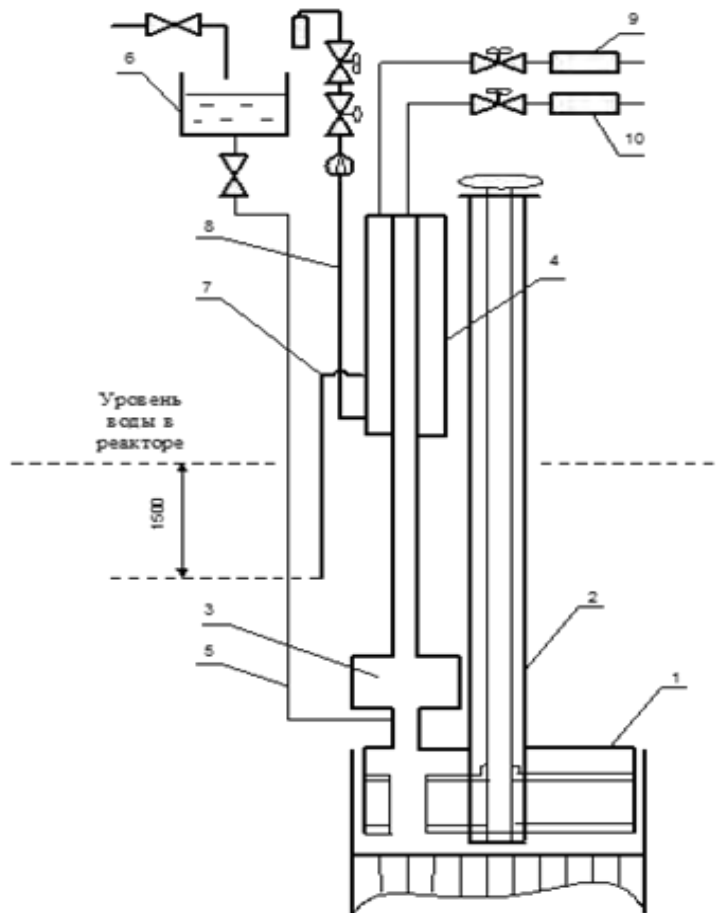


Рисунок 6 – Устройство внутриреакторного КГО твэлов: 1 – уплотнительное приспособление, 2 – штанга, 3 – насос, 4 – проточный дегазатор, 5, 6 – система подачи чистого дистиллята, 7 – система отвода воды из дегазатора, 8 – система подачи воздуха, 9, 10 – система контроля радионуклидов в воздухе и воде

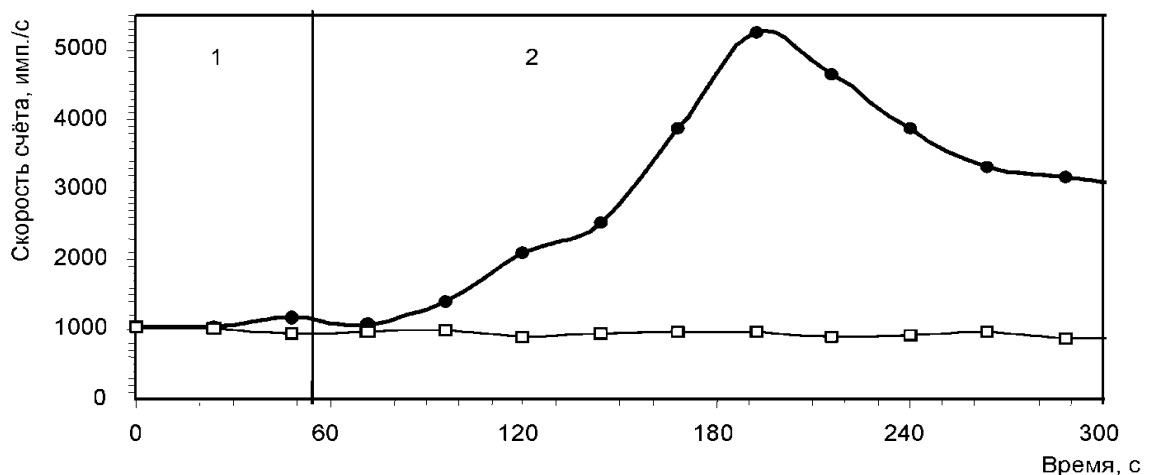


Рисунок 7 – Изменение скорости счёта бета-радиометра при проверке ТВС: (●) – ТВС с газонеплотным твэлом, (□) – ТВС с герметичными твэлами (Время дегазации воды: 1 – из дегазатора, 2 – из ТВС)

6.8. В диссертационной работе представлен реализованный на практике метод дожигания топлива до проектного выгорания без замены твэлов с дефектами оболочек. С учетом

эксплуатационных возможностей УПАК была разработана методика определения допустимого количества негерметичных твэлов в зависимости от тепловой нагрузки и выгорания топлива. С 2007 г. производится регулярная установка ТВС с «газовой» неплотностью оболочек твэлов в область пониженных тепловых нагрузок активной зоны реактора ВК-50.

Возможность эффективного использования топлива негерметичных твэлов является альтернативой существующей технологии извлечения ТВС из активной зоны ВWR с последующей операцией замены твэлов.

7. Таким образом, разработаны и реализованы на практике следующие методы обеспечения радиационной безопасности корпусных кипящих реакторов:

- а) минимизации влияния продуктов активации ядер теплоносителя на эксплуатацию оборудования;
- б) обеспечения работоспособности оболочек твэлов:
 - 1) формирования загрузок активной зоны реактора,
 - 2) прогнозирования накопления отложений на оболочках твэлов,
 - 3) исключения медьсодержащих сплавов в конструкции оборудования,
 - 4) удаления ПКЖ при работе реактора и перегрузках активной зоны,
- в) минимизации выхода ^{131}I в теплоноситель и окружающую среду;
- г) контроля герметичности оболочек твэлов при работе реактора и перегрузках активной зоны;
- д) дожигания топлива в ТВС с негерметичными оболочками твэлов.

По результатам выполненных исследований показано, что существует ряд технологических и эксплуатационных условий, которые одновременно отрицательно воздействуют и на радиационную безопасность, и на газовый режим корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя:

- увеличение влажности парогазовой смеси, направляемой после эжекторов турбины на установку каталитического сжигания водорода и систему УПАК,
- ухудшение водно-химического режима теплоносителя в реакторе.

Это доказывает целесообразность и определило значимость комплексного изучения проблем радиационной безопасности и влияния радиолиза на эксплуатацию оборудования.

В четвертой главе представлены методы обеспечения водородной взрывозащиты, основанные на экспериментальных исследованиях газового режима в корпусе реактора и в контуре теплоносителя реакторной установки ВК-50.

Проведенный комплекс исследований по изучению взрывозащищенности установок с корпусными кипящими реакторами типа позволил сделать следующие **выводы**.

1. Газовый режим при выдаче пара на турбину характеризуется как процессом генерации водорода в реакторе, так и непрерывным его удалением в конденсатор турбины вместе с паром. Согласно прямым замерам на входе в активную зону с паром в опускной участок захватывается только 36 мкг/кг водорода. За счет постоянного уноса продуктов радиолитического распада объемная концентрация водорода в паре реактора в номинальном режиме эксплуатации (0,003 % об.) на четыре порядка ниже взрывоопасных значений при разбавлении водорода паром (~12 % об.).

2. Содержание водорода зависит от движущего напора в контуре ЕЦ. Важной характеристикой радиолитического распада теплоносителя, подтверждающей данный эффект, является скорость выхода радиолитических газов с паром (v), определяемая как общий объем газов, выходящих из реактора в единицу времени. Согласно выводам зарубежных авторов, объяснявших результаты измерений на кипящих исследовательских реакторах BORAX, EBWR, VBWR, ALPR, SENN, скорость выхода водорода тем больше, чем ниже давление в реакторе и меньше движущий напор. Вместе с тем изменение скорости выхода газов было объяснено автором диссертационной работы не столько изменением самого давления, сколько изменением отношения мощности, приходящейся на кипение теплоносителя, к общей мощности реактора:

$$v \sim \frac{N_{\text{кип}}}{N_{\text{кип}} + N_{\text{экон}}} = \frac{G_{\text{газ}} \cdot r \cdot x}{Dp(i' - i)} \quad (5)$$

где $N_{\text{кип}}$ – мощность, приходящаяся на кипение теплоносителя, МВт;

$N_{\text{экон}}$ – мощность, приходящаяся на подогрев теплоносителя до температуры насыщения, МВт;

$G_{\text{газ}}$ – расход теплоносителя через активную зону реактора, кг/с;

Dp – расход пара из корпуса реактора, кг/с;

i, i' – энтальпия воды в опускном участке и насыщенного пара на выходе тягового участка соответственно, кДж;

r – удельная теплота парообразования, кДж/кг;

x – массовое паросодержание.

Согласно Рисунку 8 при уменьшении мощности, приходящейся на экономайзерный участок активной зоны, и увеличении мощности испарительного участка скорость выхода радиолитических газов с паром на турбину растет на всем диапазоне увеличения мощности реактора. Поэтому с ростом мощности за счет увеличения уноса радиолитических газов из реактора и уменьшения захвата с конденсатом пара в опускной участок концентрация водорода в паре самого реактора непрерывно уменьшается. Таким образом, при увеличении мощности реактора его паровой объем становится более взрывобезопасным.

3. Экспериментально установлено, что с повышением содержания примесей в теплоносителе интенсивность радиолитического распада усиливается. Из Рисунка 8 следует, что выход радиолитических газов с паром в значительной степени определяется не только уровнем мощности, но и качеством теплоносителя.

На радиолитический распад теплоносителя существенное влияние оказывает жидкий борный поглотитель нейтронов. Влияние жидкого борного поглотителя нейтронов на радиолитический распад воды проявляется через повышение концентрации продуктов коррозии вследствие разрушения структуры отложений на теплопередающих поверхностях. При пусках реактора без ввода борной кислоты в теплоноситель концентрация радиолитических газов в паре в 1,5...2 раза меньше, чем в пусковых режимах с вводом жидкого поглотителя нейтронов. Использование борной кислоты только в пусковых режимах в начале кампании позволяют поддерживать низкие концентрации радиолитических газов при работе корпусного кипящего реактора.

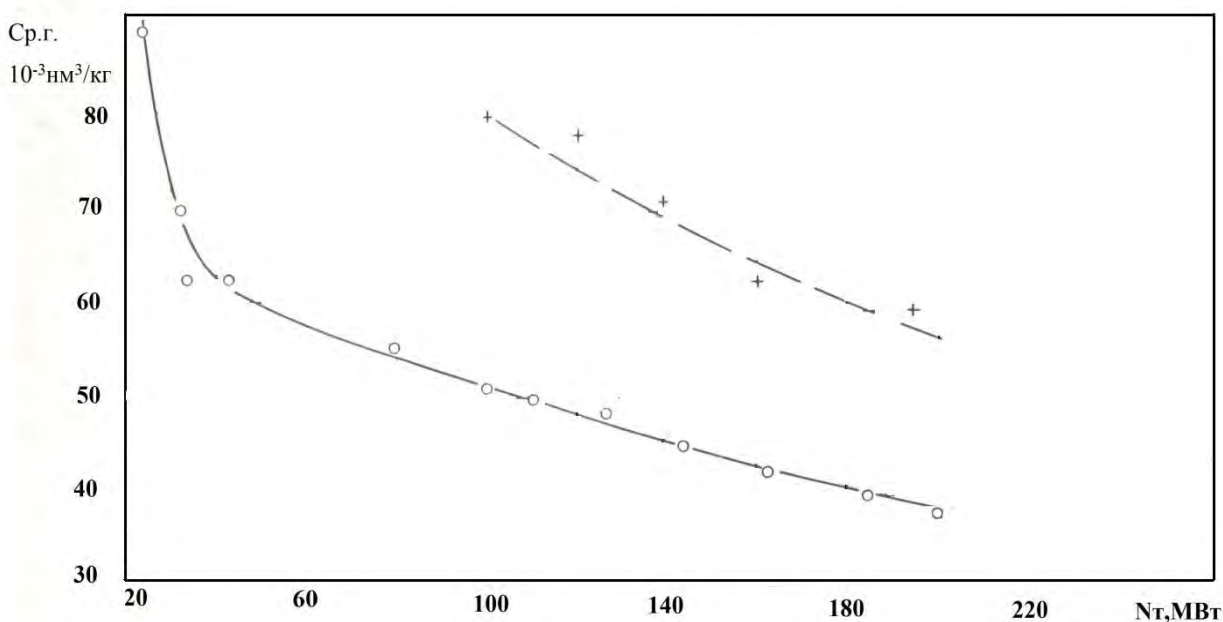


Рисунок 8 – Зависимость концентрации радиолитических газов в паре от мощности реактора: «о» – пуск реактора без бора в теплоносителе, «+» – пуск реактора с концентрацией H_3BO_3 0,83 г/кг без выведения борной кислоты (без включения системы водоочистки)

4. Наибольшие концентрации в корпусе реактора достигаются в пусковом кипящем режиме, но с замкнутым паровым объемом. Эти концентрации на порядок выше значений, которые имеют место в режиме с выдачей пара на турбину. Однако максимально достигнутые объемные концентрации водорода при наихудших водно-химических характеристиках (0,03 % об.) не представляют опасности для реактора. Коррекционный ввод инертного азота в парогазовый объем реактора при пусковых режимах дополнительно обеспечивает взрывозащищенность реактора. При создании кипящих реакторов без соответствующего газового режима в пусковых режимах рекомендовано обеспечивать постоянную сдвдку радиолитических газов из корпуса реактора.

5. Основная проблема взрывобезопасности кипящего реактора заключается в удалении "газовой подушки" из тупиковых зон оборудования контура теплоносителя: от реактора до конденсатора турбины. В связи с этим на ВК-50 были выполнены работы по замене чехлов СУЗ на новые с организованной сдувкой газов и монтаж страхующих сдувочных линий на крышке реактора от всех измерительных каналов.

Отведение парогазовой смеси из застойных участков оборудования в паропровод на турбину, а также исключение слабовентилируемых объемов в конструкции реактора и паропроводов должны быть реализованы в проектах корпусных кипящих реакторов.

6. Максимальные концентрации водорода имеют место в газоохладителях конденсатора турбины, где прекращается процесс разбавления водорода паром. Взрывозащищенность оборудования с наибольшей концентрацией водорода обеспечивается:

- низким давлением парогазовой смеси в конденсаторе (менее 5 кПа) и эжекторе турбины, при котором полностью исключаются взрывы;
- постоянным разбавлением газовой среды паром либо воздухом, что обеспечивает снижение концентрации водорода и предотвращает взрывы в оборудовании после эжектора турбины.

Наиболее значимым аспектом обеспечения водородной взрывозащиты является безопасная и надежная работа контактного аппарата на установке сжигания водорода. Экспериментально доказано, что эффективная работа платинового катализатора происходит при перегреве парогазовой смеси после эжекторов турбины не менее чем на 40 °С.

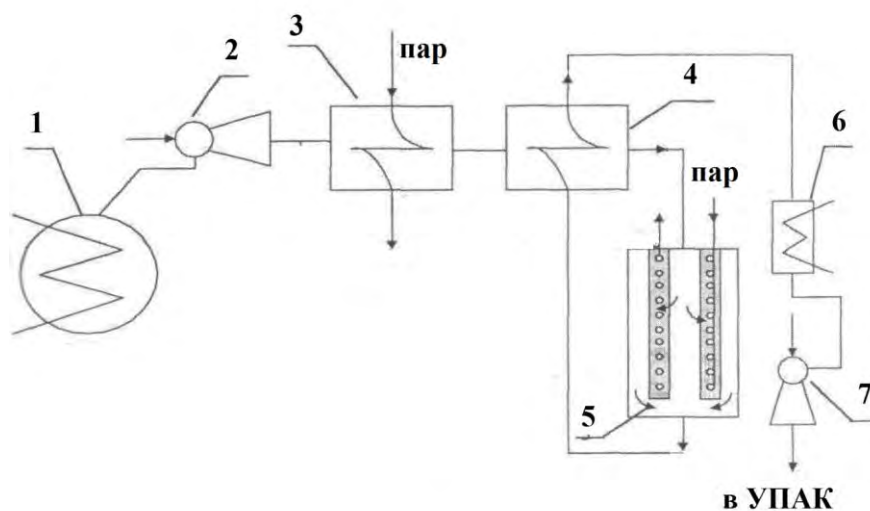


Рисунок 9 – Установка сжигания водорода: 1 – конденсатор турбины; 2 – эжектор турбины; 3 – пусковой подогреватель; 4 – регенеративный подогреватель; 5 – контактный аппарат; 6 – охладитель; 7 – эжектор-побудитель расхода

Представленная на Рисунке 9 конструкция контактного аппарата после модернизации с установкой встроенного в слой катализатора теплообменника обеспечивает осушку катализатора от влаги и сжигание водорода с эффективностью до 99 %.

Опыт стабильной работы контактного аппарата с мгновенным сжиганием водорода на поверхности прогретого и осушенного катализатора был использован при создании технологии удаления водорода из защитной оболочки корпуса реактора (ПЗО).

7. Таким образом, на основании исследований радиолитических процессов на реакторе ВК-50 обоснованы методы и реализованы конструктивные решения, которые позволяют исключать образование гремучей смеси в оборудовании реакторной установки с ЕЦ в корпусе кипящего реактора за счет:

- удаления "газовой подушки" из тупиковых зон и слабовентилируемых объемов в конструкции реактора и паропроводов;
- исключения подачи влажного пара на катализатор;
- разбавления паром или воздухом газовой среды в оборудовании, где происходит конденсация пара;
- эксплуатации реактора в режиме кипения без жидкого борного поглотителя в теплоносителе.

В пятой главе на основании выполненных исследований фазового переноса радиоактивности и выявленных особенностей радиолитических процессов обоснованы методы обеспечения безопасности корпусного кипящего реактора при аварии. Показано, как с помощью предложенной технологической схемы контура теплоносителя, отработанных на практике конструкций оборудования и алгоритма работы систем минимизируется вероятность аварии с взрывом водорода и выходом радиоактивных веществ в окружающую среду.

Экспериментально был выявлен ряд факторов, которые ухудшают радиологические последствия аварийных режимов с потерей герметичности контура теплоносителя. Конденсация пара в защитной оболочке корпуса реактора и локализация радионуклидов ^{131}I спринклерной системой имеет недостатки, связанные с повышенной влажностью:

- техническая сложность определения активности в аварийных помещениях,
- образование гремучей смеси в верхних точках ПЗО,
- потеря адсорбционных свойств тканевыми и угольными аэрозольными фильтрами.

Эти проблемы были исследованы, а их решения расчетно обоснованы и экспериментально подтверждены в рамках диссертационной работы.

1. Разработана и введена в эксплуатацию на РУ ВК-50 автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) при авариях.

АСРК позволяет:

- оперативно зафиксировать разгерметизацию контура теплоносителя,
- надежно контролировать нарушение нормальной эксплуатации на реакторе при постоянном измерении мощности дозы гамма-излучения коробов вытяжной спецвентиляции,

- использовать на реакторах ВВР отработанный метод контроля радиационной обстановки при авариях.

Метод заключается в переводе показаний γ -датчиков в объемную активность аварийного помещения и уровень выбросов в атмосферу при известном изотопном составе парогазовой среды и экспериментально определенных коэффициентах преобразования на разных стадиях развития аварии: максимальная мощность дозы в ПЗО в ~ 100 раз выше «мгновенных» значений мощности дозы на детекторах, размещенных снаружи вентиляционных коробов.

Обосновано, что для фиксации и контроля тяжелой запроектной аварии с расплавлением топлива достаточна установка детекторов с диапазоном измерения до 10 Зв/ч.

2. Разработана и опробована в работе система локализации пара после предохранительных клапанов (СЛППК), которая позволяет исключать ситуации с взрывами водорода и разрушением защитных боксов за счет отведения парогазовой среды за пределы ПЗО.

Результаты испытаний СЛППК на действующем реакторе доказали правильность метода, который был положен в основу разработки системы. Поэтому опробованные на ВВ-50 способ и устройство предложены к применению при модернизации действующих и проектировании новых АЭС типа ВВР.

Представлена принципиальная технологическая схема подключения СЛППК к оборудованию реакторной установки. В соответствии с Рисунком 10 локализация радиоактивного пара при срабатывании предохранительных клапанов осуществляется за пределами защитных оболочек:

- первая ступень отвода радиоактивных изотопов с влагой (продуктов коррозии) производится в жалюзийном сепараторе,
- в трубопровод подачи пара на сепаратор организован подвод щелочного раствора с $\text{pH} \sim 10$ для увлажнения пара и снижения его активности – для абсорбции ^{131}I ,
- сброс пара после сепараторов (вторая ступень очистки от РПК) осуществлен в бассейн с водой – в пассивный конденсатор пара (ПКП),
- организован отвод парогазовой среды с зеркала испарения бассейна через вытяжной зонт в спецвентиляцию: в высотную трубу.

На конце трубы выдержки устанавливается аэрозольный фильтр из углесодержащей ткани для гарантированного исключения проскоков в атмосферу радиоактивных веществ. Работоспособность фильтров обеспечивается при длительном открытии предохранительного клапана за счет полной конденсации пара в объеме воды ПКП. Размеры (сечение и высота) трубы выдержки определены из расчета, чтобы время задержки газов в СЛППК было не менее 20 мин – для практически полного распада наиболее долгоживущего газа ^{137}Xe ($T_{1/2} = 3,8$ мин) и

превращения его в дочерний изотоп биологически опасного ^{137}Cs , который в форме гидроокисей осаждается на поверхности пластин трубы.

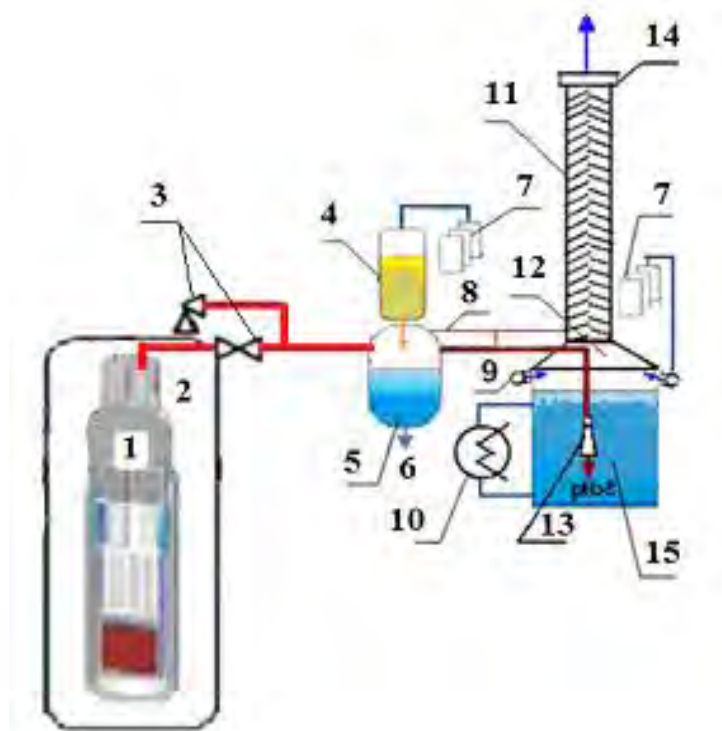


Рисунок 10 – 1 – реактор, 2 – защитная оболочка (контейнмент), 3 – предохранительные клапаны, 4 – гидроемкость с щелочным раствором, 5 – сепаратор жалюзийного типа, 6 – герметичная емкость для сбора воды с продуктами коррозии и ^{131}I , 7 – ресиверы со сжатым воздухом, 8 – сдувочные линии, 9 – коллектор с перфорированными трубопроводами для подачи воздуха, 10 – воздушный теплообменник, 11 – труба выдержки, 12 – вытяжной зонт, 13 – пароструйный эжектор, 14 – аэрозольные фильтры, 15 – бассейн – пассивный конденсатор пара

Водород, выходящий с поверхности бассейна, разбавляется воздухом, что предотвращает образование взрывоопасной концентрации в трубе выдержки и при выходе в атмосферу.

Таким образом, при срабатывании предохранительных клапанов реактора исключаются из работы широко применяемые в конструкции ВВР системы:

- спринклерная система, подключенная к системе отвода тепла из ПЗО,
- система каталитического сжигания водорода в верхних точках ПЗО,
- система выброса отфильтрованного воздуха из кольцевого пространства между корпусами защитных оболочек.

С учетом этого для аварий с разгерметизацией корпуса реактора разработана технология последовательного действия систем, опробованных в технологической схеме ВК-50. Метод оптимального сочетания систем безопасности и систем нормальной эксплуатации был расчетно обоснован и представлен в качестве концептуального варианта обеспечения безопасности корпусных кипящих реакторов с ЕЦ теплоносителя. Метод предполагает:

а) использование контура теплоносителя в режиме «выбег генератора» для ускоренного сброса давления, что позволяет уменьшить выброс радиоактивного теплоносителя в ПЗО,

б) работу контура теплоносителя в качестве первого этапа обеспечения взрывозащищенности и радиационной безопасности при аварии,

в) постоянное удаление газов через систему сжигания водорода на установку очистки радиоактивных веществ при расхолаживании реактора и его ПЗО.

В диссертационной работе представлены устройства комплексного обеспечения водородной взрывозащиты и радиационной безопасности при авариях, показанные на Рисунке 11. Приоритетным аспектом определена взрывобезопасность реакторной установки.

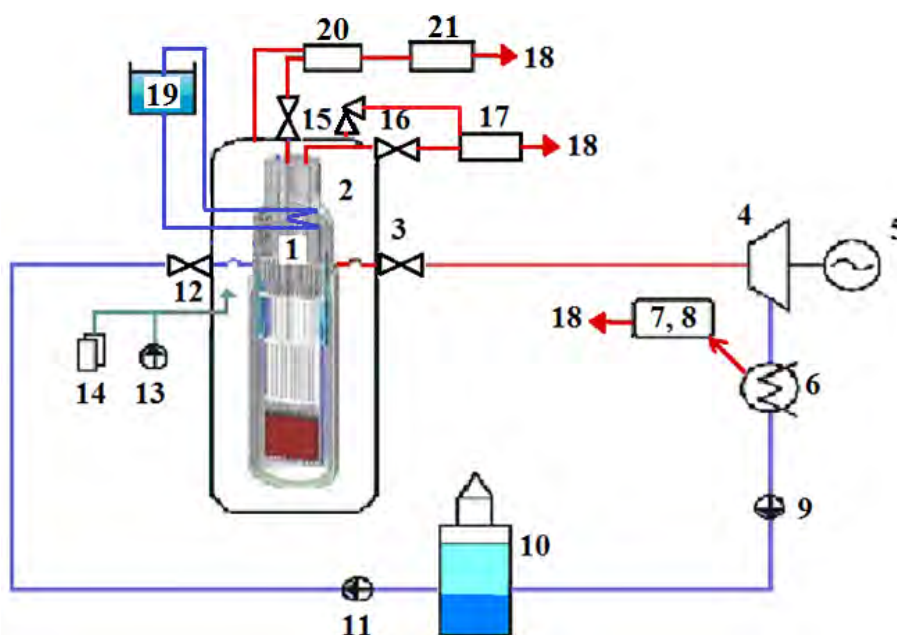


Рисунок 11 – Системы обеспечения радиационной безопасности и водородной взрывозащиты: 1 – реактор; 2 – защитная оболочка (контейнмент); 3 – пар на турбину; 4 – турбина; 5 – генератор; 6 – конденсатор; 7, 20 – установки каталитического сжигания водорода; 8, 21 – установки подавления активности УПАК-1 и УПАК-2; 9 – конденсатный насос; 10 – деаэратор; 11 – питательный насос; 12 – подача воды в реактор; 13 – компрессор; 14 – ресивер со сжатым воздухом; 15 – вентиляция парогазового объема реактора; 16 – предохранительные клапаны реактора и контейнмента; 17 – система локализации пара после предохранительных клапанов; 18 – спецвентиляция (атмосфера); 19 – система конденсации пара с прямоточным теплообменником и баком с водой

1. При нормальной эксплуатации **водородная взрывозащита** обеспечивается постоянной вентиляцией замкнутого объема между корпусами реактора и ПЗО (контейнмента) через систему каталитического сжигания водорода. Платиновый катализатор, установленный на сдувочной линии ПЗО, прогрет до температуры 200...220 °С, что обеспечивает его максимальную эффективность работы. Вентиляция межкорпусного объема организована сжатым воздухом. Подача сжатого воздуха во внутреннее пространство контейнмента в режиме нормальной эксплуатации осуществляется компрессором, при потере электроснабжения – от

ресивера. По содержанию радиолитического водорода и радиоактивности в воздушной среде контейнента осуществляется постоянный контроль герметичности корпуса реактора.

Во время режима «выбег генератора» весь водород из реактора вместе с радиоактивными газами отводится в конденсатор, а из конденсатора – эжектором на установку сжигания водорода. Этим обеспечивается взрывобезопасность установки в первые минуты аварии. Таким образом, до отключения турбины происходит выход радиолитического водорода из реактора.

2. После завершения режима «выбег генератора» организуется автоматический перевод вентиляции парового объема реактора на установку сжигания водорода с предварительной конденсацией влаги на прямоточном парогенерирующем теплообменнике, расположенном под крышкой реактора. Теплообменник и присоединенные к нему трубопроводы находятся в режиме ожидания включения как сухотрубы, то есть без теплоносителя, что обеспечивает взрывобезопасность системы.

3. На случай парциркулиевой реакции система локализации пара после предохранительных клапанов обеспечивает взрывозащиту корпуса реактора и его ПЗО отведением выбрасываемой среды за пределы локализующей оболочки.

В работе представлен расчет необходимого обменного расхода воздуха для обеспечения взрывобезопасности ПЗО типа контейнент. Расчет выполнен согласно экспериментальным данным, полученным на реакторе ВК-50, по скорости радиолитического водорода и объемным концентрациям водорода в паре. В частности, создание постоянного обмена воздуха в контейненте до $70 \text{ м}^3/\text{час}$ гарантированно обеспечивает взрывобезопасность во всех режимах эксплуатации реактора мощностью 360 МВт (ВК-100).

Радиационная безопасность при аварии с разгерметизацией корпуса реактора обеспечивается минимизацией выбросов в окружающую среду при отведении очищенной парогазовой смеси в атмосферу.

1. Во всех режимах эксплуатации вентилируемый в ПЗО воздух направляется на установку подавления активности. Установка УПАК-2 по принципу действия аналогична установке УПАК-1, очищающей выбросы после эжекторов турбины.

2. Установка УПАК-1 постоянно находится в работе и обеспечивает радиационную безопасность при нормальной эксплуатации реактора и во время режима «выбег генератора».

3. По окончании режима «выбег генератора» в дополнение к постоянной вентиляции внутреннего объема контейнента на систему УПАК-2 переводится сдвук газовой смеси из корпуса реактора.

4. В случае потере электропитания и остановки холодильной машины системы УПАК-2 радиоактивные газы автоматически перенаправляются на цеолит. Технология осушки газов

цеолитовыми адсорберами опробована на практике: цеолит способен осушать влажный газ в течение 3 суток.

Таким образом, предложенные и реализованные на практике методы

- радиационного контроля в условиях повышенной влажности в аварийном помещении,
- оптимального сочетания систем нормальной эксплуатации и систем безопасности,
- вентиляции реактора и его защитной оболочки с безопасным отведением очищенной от радионуклидов газовой среды в атмосферу

позволяют обеспечить безопасность при авариях на корпусных кипящих реакторах за счет отработанного на практике последовательного действия систем и экспериментально опробованных конструкций оборудования.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ И ВЫВОДЫ

1. В результате выполненных исследований показано, что водородная взрывозащита и радиационная безопасность являются важнейшими аспектами эксплуатации корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя.

2. Изучены особенности фазового распределения и переноса радиоактивных веществ, связанные с режимом кипения воды. Определены методы обеспечения радиационной безопасности для технологической схемы с выдачей пара из реактора на турбину.

Внедрены способы и устройства реализации разработанных методов, что позволило:

- повысить ресурсную стойкость оболочек ТВЭЛов в условиях кипения теплоносителя,
- безопасно локализовать газообразные продукты деления и радиоактивные продукты коррозии в оборудовании реакторной установки,
- предотвращать выход радионуклидов ^{131}I из-под оболочек ТВЭЛов в теплоноситель и в окружающую среду,
- обеспечивать эксплуатационную доступность и ремонтпригодность оборудования,
- поддерживать уровень выбросов в окружающую среду в рамках допустимых радиационных параметров.

3. Обобщены результаты экспериментальных исследований радиолитических процессов в различных режимах эксплуатации кипящего реактора.

Разработаны методы обеспечения взрывобезопасности, реализация которых позволила усовершенствовать действующие конструкции оборудования и внедрить новые технические решения, направленные:

- на исключение образования взрывоопасных концентраций в контуре теплоносителя,
- на безопасное и эффективное сжигание водорода.

По результатам исследований сделан вывод о том, что технологическая схема контура теплоносителя обеспечивает естественную взрывобезопасность ядерных установок с корпусными кипящими реакторами.

4. Выявлены эксплуатационные условия, которые отрицательно воздействуют и на радиационные параметры, и на радиолитические процессы кипящего реактора. На основании установленных связей и зависимостей созданы устройства комплексного обеспечения водородной взрывозащиты и радиационной безопасности. Оригинальные конструкции оборудования и принципы их действия разработаны на основе экспериментально опробованных на реакторе ВК-50 способов и устройств.

5. Обоснованы и реализованы на практике технологические схемы и эксплуатационные режимы, позволяющие исключать ситуации с взрывами оборудования и выходом радиоактивности в окружающую среду. Метод оптимального сочетания систем безопасности и систем нормальной эксплуатации показал принципиальную возможность надежной работы установок сжигания водорода и очистки от радиоактивных веществ при авариях с разгерметизацией контура теплоносителя.

6. Полученные результаты позволяют с новых позиций рассмотреть вопросы надежности и безопасности корпусных кипящих реакторов. По результатам работы можно утверждать, что решена проблема, имеющая важное научное и социальное значение для мировой атомной энергетики: обоснованы методы, позволившие разработать и реализовать технические и технологические решения проблем радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя при авариях с разгерметизацией контура теплоносителя.

Цель работы достигнута.

Список работ, опубликованных по теме диссертации

1. Корпусные кипящие реакторы для атомной теплофикации / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.В. Калыгин [и др.] // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111, вып. 5. – С. 297 - 302.
2. Локализация радиоактивного пара после предохранительных клапанов на водородном реакторе / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114, вып. 1. – С. 47 - 50.
3. Результаты исследований работоспособности твэлов ТВС корпусного кипящего реактора ВК-50 / А.С. Курский, Г.П. Кобылянский, И.И. Семидоцкий [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 2. – С. 82 - 87.
4. Курский, А.С. Радиолитиз теплоносителя и методы обеспечения взрывозащищенности корпусного кипящего реактора ВК-50 / А.С. Курский // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 5. – С. 250 - 255.

5. Опыт эксплуатации системы очистки выбросов от газообразных продуктов деления на реакторной установке ВК-50 с корпусным кипящим реактором / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.В. Калыгин [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – Вып. 2. – № 60. – С. 3 - 9.
6. Семидоцкий, И.И. Динамические характеристики реактора ВК-50 в режимах с уменьшением подачи питательной воды / И.И. Семидоцкий, А.С. Курский // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2012. – № 1. – С. 84 - 91.
7. Курский, А.С. Обоснование безопасности корпусного кипящего реактора при крупных течах контура теплоносителя: на примере реактора ВК-50 / А.С. Курский // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2013. - Вып. 4. – С. 100 - 107.
8. Курский, А.С. Методы контроля герметичности оболочек твэлов на корпусном кипящем реакторе ВК-50 / А.С. Курский // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2013. – Вып. 4. – С. 93 - 99.
9. Курский, А.С. Перспективы атомной теплофикации в России / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий // Теплоэнергетика. – 2012. – № 5. – С. 3 - 9.
10. Курский, А.С. Прогнозирование накопления отложений на твэлах реактора ВК-50 / А.С. Курский // Теплоэнергетика. – 2014. – № 1 – С. 57 - 63.
11. Курский, А.С. Радиолиз теплоносителя и методы обеспечения взрывозащищенности корпусного кипящего реактора / А.С. Курский, В.В. Калыгин // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – 2013. – № 4. – С. 22 - 27.
12. Курский, А.С. Корпусные кипящие реакторы для атомной теплофикации / А.С. Курский // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – 2013. – № 6. – С. 20 – 25.
13. Курский, А.С. Методы контроля герметичности оболочек твэлов на корпусном кипящем реакторе ВК-50 / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – 2014. – Вып. 1. – С. 29 - 37.
14. Курский, А.С. Накопление отложений на теплообменной поверхности в условиях кипения теплоносителя / А.С. Курский, В.В. Калыгин // Энергетика Татарстана. – 2013. – № 3 (31). – С. 44 - 50.
15. Курский, А.С. Эффективность атомной теплофикации / А.С. Курский, В.В. Калыгин // Энергетическая политика. – 2013. – № 4. – С. 48 - 57.
16. Курский, А.С. Радиолиз теплоносителя и методы обеспечения взрывозащищенности корпусного кипящего реактора / А.С. Курский // Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». – 2014. – Т. 3. – № 1. – С. 85-90.

17. Курский, А.С. Накопление отложений в условиях кипения теплоносителя / А.С. Курский, В.В. Калыгин // Известия Южного федерального университета. Технические науки. – 2014. – № 1 (150). – С. 185 - 194.

18. Способ контроля герметичности оболочек твэлов и устройство для его осуществления: пат. 2297680 Рос. Федерация, МПК⁷ G 21 C 17/07/ Курский А.С., Ещеркин В.М., Краснов А.М., Ещеркин А.В.; заявитель и патентообладатель ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР". – №20051227702/06; заявл. 05.09.2005; опубл. 20.04.2007, Бюл. № 11. – 9 с. : ил.

19. Ядерный кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя: пат. 89751 Рос. Федерация, МПК⁷ G 21 C 1/08, G 21 C 15/08 / Курский А.С., Ещеркин В.М., Семидоцкий И.И. Святкин М.Н., Туртаев Н.П.; заявитель и патентообладатель ОАО «ГНЦ НИИАР». – №2009128087/22; заявл. 20.07.2009; опубл. 10.12.09, Бюл. № 34. – 2 с. : ил.

20. Kursky, A.S. Design Concept of the Reactor Facility Based on the VK-100 Vessel-type Boiling Water Reactor for Regional Nuclear Power Engineering / A.S. Kursky // Meeting Report on the Preparation of a NE Series Report «Options to incorporate Intrinsic Proliferation Resistance Features to NPPs with innovative SMRs». – Vienna: IAEA, 2010. – P. 7 - 12.

21. Kursky, A.S. Low-power nuclear engineering for heat production / A.S. Kursky, V.V. Kalygin, I.I. Semidotsky // Thermal Engineering. – 2012. – Vol. 59, N 5. – P. 345 - 351.

22. Boiling water vessel reactors for nuclear district heating / A.S. Kurskii, V.M. Eshcherkin, V.V. Kalygin [et al.] // Atomic Energy. – 2012. – P. 1 - 7.

23. Semidotskiy, I. I. Dynamic characteristics of a VK-50 reactor operating under conditions of the loss of a normal feedwater flow / I. I. Semidotskiy, A. S. Kurskiy // Physics of Atomic Nuclei. – 2013. – Vol. 76, N 13. – P. 1601 - 1606.

24. Комплексное использование технических решений, отработанных при 45-летней эксплуатации энергоблока с реактором ВК-50, для создания современных АТЭС с реакторами ВК-100 в региональной атомной энергетике / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, М.Н.Святкин [и др.] // Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетике; под ред. акад. РАН А.А. Саркисова / Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетике РАН. – М: Наука, 2011. – С. 214 - 226.

25. Опыт эксплуатации системы очистки выбросов от газообразных продуктов деления на реакторной установке ВК-50 с корпусным кипящим реактором / В.В. Калыгин, А.С. Курский, В.М. Ещеркин [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – Т. 30. – С. 59 - 63.

26. Семидоцкий, И.И. Особенности режима с потерей питательной воды в реакторе ВК-50 / И.И. Семидоцкий, А.С. Курский // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – Т. 30. – С. 64 - 71.

27. Результаты исследований работоспособности твэлов ТВС корпусного кипящего реактора ВК-50 / В.В. Калыгин, А.С. Курский, И.И. Семидоцкий [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Материаловедение и новые материалы. – 2013. – Т. 74, вып. 1. – С. 58 - 64.

28. Накопление отложений на теплообменной поверхности в условиях кипения теплоносителя / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.М. Смирнова [и др.] // Известия высших учебных заведений. Проблемы энергетики. – 2013. – № 9-10. – С. 11 - 22.

29. Курский, А.С. Продление срока эксплуатации реакторной установки ВК-50 до 2015 г. / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, Ю.А. Летницкий // Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах 2005 г.). – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. – С. 38 - 39.

30. Создание автоматизированной системы контроля выбросов РВ при авариях на ИЯУ ВК-50 / В.Д. Кизин, А.С. Курский, Д.Ф. Тульников [и др.] // Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах 2005 г.). – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. – С. 43 - 44.

31. Осмотр ВКУ реактора ВК-50 / А.С. Курский, Н.П. Туртаев, О.А. Завгородний [и др.] // Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2005 г.). – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. – С. 39 - 41.

32. Ещеркин, В.М. Создание проекта модернизации тягового участка реактора ВК-50 / В.М. Ещеркин, А.С. Курский, И.И. Семидоцкий // Годовой отчет 2007-2008 гг. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 38 - 40.

33. Курский, А.С. Продление срока эксплуатации корпусного кипящего реактора ВК-50 / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, Н.П. Туртаев // Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах 2005 г.). – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. – С. 38 - 39.

34. Курский, А.С. Создание комплекса систем для обеспечения безопасности реактора ВК-50 при запроектных авариях / А.С. Курский, Н.П. Туртаев // Годовой отчет 2007-2008 гг. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 44 - 46.

35. Дожигание топлива ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне реактора ВК-50 / А.М. Краснов, А.С. Курский, Н.А. Святкина [и др.] // Годовой отчет 2007-2008 гг. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 50 - 51.

36. Ввод в эксплуатацию внутриреакторного устройства для контроля герметичности оболочек твэлов реактора ВК-50 / В.М. Ещеркин, А.М. Краснов, А.С. Курский [и др.] // Годовой отчет 2007-2008 гг. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 51 - 52.

37. Курский, А.С. Технологические аспекты безопасности корпусных кипящих реакторов / А.С. Курский // Сб. науч. ст. ГНЦ НИИАР. – Димитровград, 2011. – Вып.1. – С. 45 - 50.

38. Курский, А.С. Характеристики расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50 / А.С. Курский, И.И. Семидоцкий, Н.А. Святкина // Сб. науч. ст. ГНЦ НИИАР. – Димитровград, 2011. – Вып. 1. – С. 24 - 33.

39. Курский, А.С. Особенности режима с потерей питательной воды в реакторе ВК-50 / А.С. Курский, И.И. Семидоцкий // Сб. науч. ст. ГНЦ НИИАР. – Димитровград, 2011. – Вып. 1. – С. 34 - 44.

40. Эффективность и безопасность атомной теплофикации / А.С. Курский, В.В. Калыгин, Д.П. Протопопов [и др.] // Сб. науч. ст. ГНЦ НИИАР. – Димитровград, 2011. – Вып. 2. – С. 38 - 46.

41. Курский, А.С. Обоснование эффективности и безопасности использования корпусных кипящих реакторов для малой энергетики на основе результатов исследований на реакторе ВК-50: автореф. дис. ... канд. тех. наук: 05.14.03 / Курский Александр Семенович. – Димитровград, 2011. – 24 с.

42. Курский, А.С. Коррозионное растрескивание стали X18H10T в процессе длительной эксплуатации в кипящем реакторе ВК-50 / А.С. Курский, Г.В. Филякин // Междунар. конф. по проблемам материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС: сб. докл. – СПб., 2008. – С. 208 - 215.

43. Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки ВК-50 / А.С. Курский, В.Е. Шмелёв, В.М. Ещеркин [и др.] // Материалы 11-го ежегодного российского совещания «Безопасность исследовательских ядерных установок»: сб. докл. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – С. 55 - 61.

44. Концептуальные основы создания инновационной реакторной установки с кипящим реактором (ВК-100) для региональной атомной энергетики / А.С. Курский, Ю.Н. Кузнецов, В.И. Каширин [и др.] // Межотрасл. науч.-техн. конф. «Региональная атомная энергетика (АтомРегион-2009)»: сб. тез. – Нижний Новгород, 2009. – С. 37.

45. Курский, А.С. Опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50 / А.С. Курский, М.Н. Святкин // Межотрасл. науч.-техн. конф. «Региональная атомная энергетика (АтомРегион-2009)»: сб. тез. – Нижний Новгород, 2009. – С. 36.

46. Совершенствование контроля герметичности оболочек твэлов на корпусном кипящем реакторе ВК-50 / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, А.М. Краснов [и др.] // Междунар. науч.-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»: сб. докл. и тез. – М., 2010. – С. 110 - 111.

47. Курский, А.С. Особенности режима с потерей питательной воды в реакторе ВК-50 / А.С. Курский, И.И. Семидоцкий // Междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР»: сб. тез. – Подольск, 2011. – С. 33.

48. Результаты исследования работоспособности твэлов ТВС корпусного кипящего реактора ВК-50 / А.С. Курский, И.И. Семидоцкий, В.И. Широков [и др.] // Всероссийская науч.-техн. конф. «Материалы ядерной техники МАЯТ-2012»: сб. тез. – Москва, 2012. – С. 61.

49. Анализ условий масштабного, экономически и коммерчески эффективного внедрения когенерационных атомных энергоисточников в региональную энергетику / Ю.Н. Кузнецов, К.Э. Колесников, А.С. Курский [и др.] // Междунар. конф. «Атомные станции малой мощности – актуальное направление развития атомной энергетики»: сб. тез. – М., 2013. – С. 30 - 31.

50. Комплексное обеспечение безопасности на атомных ТЭЦ с корпусными кипящими реакторами / А.С. Курский, В.В. Калыгин., Ю.Н. Кузнецов [и др.] // Междунар. конф. «Атомные станции малой мощности – актуальное направление развития атомной энергетики»: сб. тез. – М., 2013. – С. 56 - 57.