

**НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»**

На правах рукописи



КУЗНЕЦОВ Сергей Павлович

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА
ПРИМЕНИМОСТИ СТАЛЕЙ С РАЗЛИЧНОЙ КАТЕГОРИЕЙ
ПРОЧНОСТИ В КАЧЕСТВЕ МАТЕРИАЛА КОРПУСА
РЕАКТОРА ВВЭР-СКД**

Специальность 2.4.9. - Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
д.т.н., профессор
Кулешова Е.А.

Москва – 2024 г.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
ГЛАВА 1. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАКТОРЫ И МАТЕРИАЛЫ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР	10
1.1 Эволюционная цепочка развития реакторных установок типа ВВЭР	10
1.2 Материалы, применяемые для изготовления КР ВВЭР и PWR	25
1.3 Механизмы радиационного охрупчивания сталей КР.....	27
1.4 Расчетное обоснование корпуса реактора	30
1.5 Заключение по Главе 1	30
ГЛАВА 2. МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ. РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДИКИ ДЛЯ ОЦЕНКИ ПРИМЕНИМОСТИ СТАЛЕЙ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВВЭР.	32
2.1 Методы структурных исследований и механических испытаний сталей корпусов реакторов	32
2.1.1 Просвечивающая электронная микроскопия	32
2.1.2 Растровая электронная микроскопия.....	33
2.1.3. Фрактографические исследования	34
2.1.4 Методика исследований методом дифракции обратно-рассеянных электронов	36
2.1.5 Оже-электронная спектроскопия	36
2.1.6 Атомно-зондовая томография	37
2.1.7 Методы механических испытаний.....	37
2.2 Расчетные методики для оценки применимости сталей корпусов реакторов в условиях эксплуатации РУ с ВВЭР-СКД	38
2.3 Заключение по Главе 2.....	49
ГЛАВА 3. СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ОСОБЕННОСТЕЙ ДЕГРАДАЦИИ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ СУЩЕСТВУЮЩИХ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ ВОЗДНЙСВТИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ ВВЭР СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ.....	50
3.1 Стали корпусов реакторов	50
3.2 Требования, предъявляемые к сталям корпуса реактора ВВЭР-СКД.....	56
3.2.1 Влияние повышенной температуры	56
3.2.2 Влияние повышенного давления	58

3.3 Служебные характеристики кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД и механизмы их термического и радиационного охрупчивания.....	59
3.3.1 Оценка влияния параметров структуры исследуемых сталей на их характеристики длительной прочности к предполагаемым условиям эксплуатации ВВЭР-СКД.....	61
3.3.2 Оценка влияния параметров структуры исследуемых сталей на термическую и радиационную стойкость к предполагаемым условиям эксплуатации ВВЭР-СКД.....	67
3.4 Заключение по Главе 3.....	74
ГЛАВА 4. СРАВНИТЕЛЬНАЯ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ПРОЧНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КАНДИДАТНЫХ СТАЛЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТОЛЩИНЫ СТЕНКИ УДЛИНЕННОЙ ОБЕЧАЙКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД.....	76
4.1 Расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик кандидатных материалов с точки зрения обеспечения требуемой толщины стенки удлиненной обечайки активной зоны корпуса реактора	78
4.2 Заключение по Главе 4.....	83
ГЛАВА 5. СРАВНИТЕЛЬНАЯ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА СОПРОТИВЛЕНИЯ ХРУПКОМУ РАЗРУШЕНИЮ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД, ИЗГОТОВЛЕННОГО ИЗ КАНДИДАТНЫХ МАТЕРИАЛОВ.....	84
5.1 Основные положения, используемые в расчете	87
5.2 Расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора	89
5.3 Заключение по Главе 5.....	93
ГЛАВА 6. АНАЛИЗ ПРИМЕНИМОСТИ ИССЛЕДУЕМЫХ СТАЛЕЙ С РАЗЛИЧНОЙ КАТЕГОРИЕЙ ПРОЧНОСТИ ДЛЯ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КАЧЕСТВЕ МАТЕРИАЛА КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД.....	95
ОБЩИЕ ВЫВОДЫ	97
ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ	99
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	102

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы исследования

Спрос энергопотребления и соответственно его рост в мире приводит к стремительному развитию энергетики, в том числе и атомной. Атомную энергетику и ее развитие целесообразно рассматривать на длительную перспективу, которая предусматривает разработку и внедрение инновационных технологий, применяемых в реакторных установках (РУ), включая модернизацию корпусных реакторов типа ВВЭР для дальнейшего повышения эффективности, экономичности и безопасности.

Следующий шаг в развитии ВВЭР на долгосрочную перспективу – переход к РУ со сверхкритическим давлением теплоносителя (СКД). Обращение к ВВЭР-СКД обусловлено необходимостью существенного повышения конкурентоспособности реакторов нового поколения. Возможные преимущества такого реактора позволяют считать его перспективным и заслуживающим большого внимания. Реакторы с СКД имеют много общих черт как с существующими водоохлаждаемыми, так и с энергетическими установками на органическом топливе. Однако по-прежнему остаются не решенные проблемы, для урегулирования которых необходимы дальнейшие научные исследования и проектные проработки по направлению выбора материалов при высоких давлении и температуры теплоносителя. Одним из ответственным компонентом РУ ВВЭР является корпус реактора (КР), который эксплуатируется в условиях воды и пара с высоким давлением, подвергается воздействию высоких температур, но наибольшую опасность в результате длительного воздействия нейтронного облучения представляет охрупчивание стали КР. Эксплуатируемые в настоящее время стали КР ориентированы, на обеспечение эксплуатации КР ВВЭР при температуре теплоносителя до 330°C и рабочем давлении ~17 МПа [1]. При выборе материала КР ВВЭР-СКД для реализации заданной электрической мощности и сохранения соответствующих габаритных размеров КР, необходимо учитывать дополнительные (по отношению к существующим сталям) требования к материалу КР, эксплуатируемого при повышенных температуре (~400°C) и давлении теплоносителя (≥ 25 МПа). При этом требуется повышенные характеристики кратковременной и длительной прочности, бóльшая термическая и радиационная стойкость стали КР, а также технологическая возможность изготовления удлиненной обечайки активной зоны (АЗ) с толщиной стенки, обеспечивающей проектный ресурс ВВЭР-СКД. Последнее требование обусловлено выводом металла сварного шва как элемента КР, демонстрирующего повышенный темп радиационного охрупчивания, за пределы активной зоны, что потребует в свою очередь больших массо-габаритных параметров заготовки

под обечайку АЗ КР. Следует отметить, что в настоящее время на современной технологической базе осуществляется изготовление удлиненной обечайки АЗ КР из эксплуатируемых сталей с толщиной стенки не более ~200 мм.

Для реактора ВВЭР-СКД в АО «НПО «ЦНИИТМАШ» была разработана высокопрочная сталь 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности (КП=65+) за счет повышения концентрации никеля и оптимизации содержания других легирующих элементов. Проведенные ранее в НИЦ «Курчатовский институт» исследования и испытания показали высокую радиационную стойкость данной стали, наряду с высокой стойкостью против зернограничного термического охрупчивания, что позволяет рассматривать ее в качестве одного из кандидатных материалов для КР ВВЭР-СКД. В связи с этим становится необходимым проведение комплексного анализа существующих сталей и разработанной стали 10ХН5МФБА-А, включающего оценку их эксплуатационных характеристик, а также возможность использования имеющихся технологий изготовления обечайки и остаться в габаритных размерах КР без значительного утолщения стенки, что сможет обеспечить транспортировку реактора, а также изготавливать удлиненную обечайку АЗ и вынести сварной шов за пределы зоны интенсивного облучения. Такой подход позволит увеличить запас прочности реактора с позиции сопротивления хрупкому разрушению и, соответственно, увеличить срок службы КР и РУ в целом.

Поэтому проведение сравнительного анализа и выбор кандидатных сталей (из традиционных и разрабатываемой) в качестве материала КР ВВЭР-СКД, а также выполнение сравнительных расчетно-экспериментальных оценок их применимости в условиях эксплуатации РУ типа ВВЭР-СКД является актуальным и необходимым для реализации проекта ВВЭР-СКД.

Цели и задачи исследования

Целью данной работы явились сравнительные расчетно-экспериментальные оценки применимости традиционных и разрабатываемой сталей КР ВВЭР с различной категорией прочности в эксплуатационных условиях РУ ВВЭР-СКД на основе анализа их радиационной и термической стойкости.

Для достижения цели были выполнены следующие задачи:

- Сравнительный анализ и выбор кандидатных материалов на основе литературных данных эксплуатационных особенностей реакторов типа ВВЭР поколений I-IV, а также степени деградации структуры и свойств, традиционных и разрабатываемой сталей КР в условиях

воздействия эксплуатационных факторов реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД);

- Сравнительная оценка влияния параметров структуры кандидатных материалов на их служебные характеристики, включая параметры длительной прочности, в условиях эксплуатации КР ВВЭР-СКД;
- Выбор расчетных методик для предварительной оценки применимости сталей КР в условиях эксплуатации КР ВВЭР-СКД;
- Сравнительная расчетно-экспериментальная оценка кратковременной и длительной прочности кандидатных материалов для определения необходимой толщины стенки удлиненной обечайки активной зоны КР ВВЭР-СКД, изготовленной из данных материалов;
- Сравнительная расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению КР ВВЭР-СКД, изготовленного из кандидатных материалов;
- Анализ применимости кандидатных сталей с различной категорией прочности в качестве материала КР с учетом эксплуатационных условий ВВЭР-СКД (повышенных температуры и давления) на основе расчетно-экспериментальных оценок прочности и сопротивления хрупкому разрушению КР.

Научная новизна и практическая значимость работы

- Впервые выполнены расчетно-экспериментальные предварительные оценки прочности и сопротивления хрупкому разрушению КР из кандидатных материалов для возможности их применимости в качестве материала КР ВВЭР-СКД.
- Впервые на основе расчетно-экспериментальной оценки кратковременных и длительных прочностных характеристик кандидатных материалов показано, что при изготовлении удлиненной обечайки активной зоны КР ВВЭР-СКД из традиционных сталей для реализации заданной электрической мощности и сохранения соответствующих габаритных размеров КР потребуются изготовление обечайки с толщиной стенки ≥ 350 мм, что в настоящее время на современной отечественной технологической базе не реализовано.
- Впервые на основе расчетно-экспериментальной оценки кратковременных и длительных прочностных характеристик стали 10ХН5МФБА-А показано, что в рассматриваемых условиях КР ВВЭР-СКД для удлиненной обечайки активной зоны КР применение данной стали позволит реализовать:
 - изготовление удлиненной обечайки АЗ КР с толщиной стенки (~200 мм), освоенной в современном промышленном производстве;

- при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~200 мм эксплуатировать КР при температуре вплоть до ~400°С;

- при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~200 мм эксплуатировать КР вплоть до ~60 лет.

- Впервые на основе сравнительной расчетно-экспериментальной консервативной оценки сопротивления хрупкому разрушению КР с использованием фактических экспериментальных данных механических характеристик сталей показано, что кандидатные стали (15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А) обладают достаточной стойкостью к хрупкому разрушению в условиях ВВЭР-СКД, при этом сталь 10ХН5МФБА-А демонстрирует наилучшие свойства.

Практическая значимость результатов работы состоит в том, что проведенный комплексный анализ механизмов радиационного охрупчивания кандидатных сталей КР, а также предварительные расчетно-экспериментальные оценки прочности и сопротивлению хрупкому разрушению КР в условиях повышенных температуры и давления теплоносителя ВВЭР-СКД показали принципиальную возможность создания удлиненной обечайки активной зоны КР ВВЭР-СКД в случае использования стали 10ХН5МФБА-А.

Степень обоснованности и достоверности полученных научных результатов

Достоверность полученных научных результатов основана на комплексном подходе и анализе результатов влияния эксплуатационных факторов реакторов ВВЭР I-IV поколений на степень деградации структуры и свойств кандидатных материалов КР, а также применением фактических экспериментальных данных механических характеристик рассматриваемых сталей для расчетно-экспериментальных оценок прочности и сопротивления хрупкому разрушению кандидатных материалов КР в эксплуатационных условиях ВВЭР-СКД.

Сформулированные в диссертации положения и выводы подтверждены многочисленными результатами исследований и механических испытаний кандидатных сталей КР.

Основные положения и результаты, выносимые на защиту

- Сравнительный анализ и выбор кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД на основе служебных характеристик и структурных особенностей традиционных сталей КР (15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1) и стали 10ХН5МФБА-А, на основе особенностей их химических составов и действующих механизмов радиационной повреждаемости в эксплуатационных условиях ВВЭР-СКД.

- Предварительная расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик кандидатных сталей, показавшая принципиальную возможность изготовления удлиненной обечайки активной зоны КР из стали 10ХН5МФБА-А с толщиной стенки, освоенной в современном промышленном производстве (~200 мм), и отсутствие такой возможности для традиционных сталей КР при заданных температурно-временных параметрах эксплуатации ВВЭР-СКД.
- Перспективность изготовления удлиненной обечайки АЗ КР из стали 10ХН5МФБА-А в условиях ВВЭР-СКД как обладающей наибольшим из кандидатных материалов сопротивлением хрупкому разрушению КР, изготовленного из этой стали.

Личный вклад автора

- Автор лично выполнил поиск в открытых публикациях, анализ и обобщение информации по особенностям конструкции и эксплуатационным параметрам корпусов как существующих, так и перспективных инновационных реакторов ВВЭР, а также по особенностям деградации структуры и свойств, в процессе эксплуатации, применяемых в настоящее время материалов реакторов ВВЭР;
- Автор лично провел сравнительную расчетно-экспериментальную оценку прочностных характеристик для определения технологической возможности промышленного изготовления удлиненных обечаек АЗ КР, так и сравнительную расчетно-экспериментальную оценку сопротивления хрупкому разрушению КР из существующих и разрабатываемой кандидатных материалов;
- Автор принимал личное участие в фрактографических исследованиях и творческое участие при выборе объектов исследования, изготовлении образцов для структурных исследований, в совместном анализе результатов исследований методами оптической микроскопии;
- Автор лично провел комплексный анализ существующих и перспективных кандидатных материалов КР и, на основе сравнительных расчетно-экспериментальных консервативных оценок, показал принципиальную возможность использования разрабатываемой стали 10ХН5МФБА-А в качестве материала КР ВВЭР-СКД.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, 6 глав, общих выводов и списка литературы из 139 наименований, содержит 116 страниц, 14 таблиц и 15 рисунков.

Апробация работы

Содержание работы отражено в 2 публикациях в журналах, рекомендованных ВАК РФ, а также в материалах и тезисах конференций.

Публикации в изданиях, рекомендованных ВАК РФ:

1. Расчетно-экспериментальные предварительные оценки возможности применения высоконикелевых сталей для корпусов ВВЭР будущих поколений / Е.А. Кулешова, И.В. Федотов, **С.П. Кузнецов** // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. - №2. – С. 96–104.

2. Оценка влияния параметров структуры на характеристики длительной прочности высоконикелевой стали для корпусов перспективных реакторов типа ВВЭР / Е.А. Кулешова, И.В. Федотов, А.А. Потехин, Д.А. Мальцев, **С.П. Кузнецов**, И.А. Иванов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2024. - №2.

Основные результаты работы докладывались и обсуждались на 5 конференциях:

1. Молодежной научно-практической конференции «Материалы и технологии в атомной энергетике», 23-24 июня 2021 г, Москва, Россия.

2. Межотраслевая научно-техническая конференция «Реакторные материалы атомной энергетике», 06-09 сентября 2021 г., Екатеринбург, Россия.

3. XXII Международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, 13-14 апреля 2022 г., Подольск, Россия.

4. XXIII Международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, 12-13 апреля 2023 г., Подольск, Россия.

5. XI-ой Евразийской научно-практической конференции «Прочность неоднородных структур» - ПРОСТ 2023, 18-20 апреля 2023 г., Москва, Россия.

ГЛАВА 1. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАКТОРЫ И МАТЕРИАЛЫ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

1.1 Эволюционная цепочка развития реакторных установок типа ВВЭР

Водо-водяной энергетический ядерный реактор корпусного типа с водой под давлением (ВВЭР) является самым распространенным типом ядерной энергетической установки [2]. Международное название этого типа реактора – Pressurized Water Reactor (PWR).

В настоящее время реакторы ВВЭР и PWR занимают ведущее место в ядерной энергетике и будут сохранять это положение в ближайшем будущем [3].

За предшествующие 50 лет развития ВВЭР были созданы технологии изготовления оборудования РУ и получен большой опыт эксплуатации реакторов данного типа [4].

Прогрессивное развитие ВВЭР шло по пути увеличения единичной мощности энергоблоков АЭС, энергонапряженности активной зоны и увеличения термической эффективности теплового цикла через повышение давления турбинного пара, увеличения температуры воды первого контура и, соответственно, увеличение давления теплоносителя [5].

На рисунке 1.1. приведены основные параметры реакторов ВВЭР по различным проектам [6].

Мощность, МВт (эл.)	210	365	440	1000
Давление в I контуре, ат	100	105	125	160
Температура воды на выходе, °С	270	280	300	321
Теплонапряженность, зоны, кВт/л	46	86	84	111,2
Масса корпуса, т	223	241	252	304
Масса реактора, т	470	523	573	730

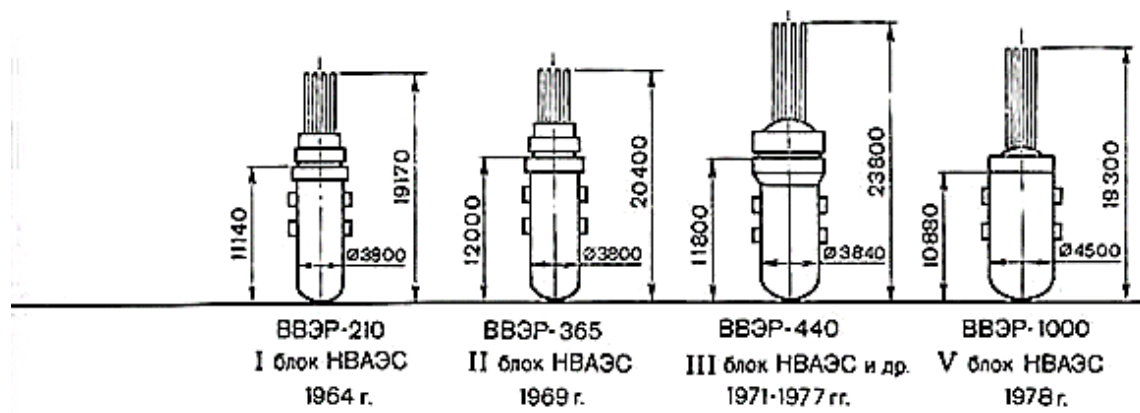


Рисунок 1.1 – Основные параметры реакторов ВВЭР [6]

В результате развития металлургических технологий, ряда конструктивных усовершенствований и компенсирующих мероприятий в виде восстановительного отжига КР срок эксплуатации станций и ресурс оборудования увеличивался с 20 до 40 лет, позже и до 60 лет [4], а в проектах нового поколения проектный срок службы и вовсе доходит до 80 лет.

Первый энергоблок с ВВЭР был пущен в 1964 году на Нововоронежской АЭС с мощностью 210 МВт (эл.) [7,8]. На 2023 год в России в общей сложности эксплуатируются 22 энергоблока с реакторами типа ВВЭР [9]: 4 блока ВВЭР-1200; 13 блоков ВВЭР-1000; 5 блоков ВВЭР-440. Кроме того, за рубежом и в России сооружаются новые энергоблоки с реакторами типа ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ [10].

Мощность выработки электроэнергии АЭС в основном обусловлена размерами активной зоны [8]. Так, увеличение размеров активной зоны благоприятно сказывается на технико-экономических показателях АЭС [8], но она не может применяться произвольно большой, т.к. в таком случае в условиях эксплуатации ВВЭР при достаточно высоких температурах и давлении воды потребуются использование особо прочного КР, изготовление которого будет возможно только из высокопрочной стали [1] в заводских условиях. Кроме того в конструкции КР заложено одно из принципиальных решений – все обечайки выполнялись и выполняются цельноковаными и не имеют продольных швов [1].

Решающим фактором, определяющим мощность первого промышленного ВВЭР, стал максимально возможный размер КР, принятый на тот момент практически предельным, исходя из условий возможности изготовления КР на заводе-изготовителе и его перевозке по железным дорогам [6]. Требования по перевозке КР и другого оборудования РУ ВВЭР является определяющим в дальнейшем развитии и совершенствования технических характеристик этого направления [6].

Следует отметить, что КР является наиболее ответственным элементом оборудования ядерной энергетической установки (ЯЭУ), поскольку в процессе эксплуатации он подвергается высоким статическим нагрузкам и интенсивному нейтронному облучению [11]. Именно поэтому механические свойства КР подлежат особенно тщательному контролю, как в процессе изготовления, так и при длительной эксплуатации [12]. Срок работы АЭС в целом определяется ресурсом КР, поскольку замена КР, выработавшего радиационный ресурс, практически невозможна [12].

В таблице 1.1 приведены основные геометрические размеры КР при соответствующем рабочем давлении первого контура для различных проектов [5,13].

Таблица 1.1 – Размеры КР при соответствующем рабочем давлении [5,13]

Характеристики	Проекты				
	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200	ВВЭР-ТОИ
Давление в КР (МПа)	10,0	12,5	15,7	16,2	16,2
Максимальный наружный диаметр КР (м)	4,400	4,270	4,535	4,645	4,645
Высота КР (м)	11,35	11,80	10,85	11,185	11,185
Толщина КР (мм):					
- цилиндрической части	100	140	190	197,5	197,5
- зоны патрубков	180	200	290	285	285
- фланца	380	500	460	400	400

Промежуточное место между первым и вторым поколениями занимает РУ второго блока Нововоронежской АЭС - ВВЭР-365 [14]. На ней были внедрены все основные усовершенствования активной зоны, разработанные для серийного реактора средней мощности и использованные затем в ВВЭР-440 [14].

Следующая ступень развития ВВЭР, а именно второе поколение РУ является ВВЭР-440 и он же является первой крупной серией АЭС. Приемлемые экономические показатели, достигнутые этими станциями, позволили конкурировать со станциями на обычном топливе, которые располагались практически во всех районах европейской части СССР, а также нашли широкое применение в ряде зарубежных стран [6].

Следующей ступенью эволюции РУ стал ВВЭР-1000 (третье поколение) [14].

При реализации данного проекта были использованы все имеющиеся на тот момент рациональные решения, которые позволили обеспечить безопасность эксплуатации АЭС на высоком уровне, а также достичь высоких технико-экономических показателей, по сравнению с ВВЭР-440 [1].

РУ с ВВЭР-1000 отличалась более чем в два раза повышенной мощностью от ВВЭР-440 [15]. Реактор большей мощности (ВВЭР-1000) удалось спроектировать за счет модернизации активной зоны, что привело к увеличению диаметра КР.

В ВВЭР-1000 впервые были принципиально изменены размеры, пропорции и структура активной зоны. Ее диаметр был увеличен с 288 до 312 см, а высота - с 250 до 353 см [15].

Таким образом, при неизменной (и даже несколько сниженной) высоте КР до главного разъема, удалось нарастить высоту активной зоны на ~40% [15]. Однако при увеличении

мощности был почти исчерпан резерв роста габаритов при сохранении необходимой транспортабельности КР: его внутренний диаметр расширился с 3560 мм (у прежних ВВЭР) до 4070 мм, а толщина стенки в цилиндрической части увеличилась с 14 см до 19 см, поскольку возросшее на ~30% давление в первом контуре требовало упрочения корпуса [15]. Так из-за увеличения толщины стенки и соответственно увеличения габаритов КР ВВЭР-1000 появилась необходимость применения более прочных корпусных сталей по сравнению с ранее применяемыми для ВВЭР-440 [15].

Дальнейшие совершенствования и модернизация проекта ВВЭР-1000 привели к созданию серийной установки, которая определила на долгие годы программу развития ядерной энергетики [5].

Впоследствии была начата разработка проекта РУ с ВВЭР-640 в соответствии с научно-технической подпрограммой «Экологически чистая энергетика» (по основному направлению «Безопасная атомная станция»), входящей в общую Федеральную целевую программу «Топливо и энергия» [16].

Подобную РУ средней мощности, у которой экономические показатели близки к РУ большой мощности, предполагалось использовать для обеспечения электроэнергией региональных нужд и возможного экспорта в развивающиеся страны [16].

Реактор ВВЭР-640 являлся новым этапом развития ВВЭР в России [17]. При его проектировании особое внимание было уделено повышению безопасности и надежности [17]. На момент разработки данный реактор являлся коммерчески перспективным, поскольку на российском и мировом рынках наблюдалась потребность в реакторах средней мощности с повышенной безопасностью [17]. В данном проекте применены часть оборудования, в том числе реактор из проекта серийной РУ ВВЭР-1000 [18].

Проект энергоблока АЭС с ВВЭР-640 был успешно завершен и прошел лицензирование в полном объеме. Однако его сооружение по объективным и субъективным причинам было прекращено. Проект ВВЭР-640 не был реализован из-за конъюнктуры рынка в конце 90-х годов, не готового к масштабному строительству новых блоков и одновременно требовавшего АЭС с большей мощностью [19].

При разработке РУ с ВВЭР нового поколения важным было сохранить и использовать основные принципиальные технические решения по системам и оборудованию, которые уже применялись и были подтверждены существенным опытом при эксплуатации предыдущих проектов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. Так, в 1999 г. для 55 энергоблоков типа ВВЭР общая продолжительность эксплуатации превысила 850 реактор/лет [1]. Процесс создания новых прогрессивных проектов на базе ВВЭР постоянно сопровождается совершенствованием уже

разработанных проектов и поисками новых рациональных решений, которые смогут обеспечить на высоком уровне безопасную эксплуатацию и оптимальные технико-экономические показатели [1].

Так, на основе проектов РУ с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 [20] в 2003 – 2006 годах разрабатывался проект РУ ВВЭР-1500 с электрической мощностью 1500 – 1600 МВт [18]. Данный проект позволял обеспечить конкурентоспособность на мировом рынке и превосходил характеристики ВВЭР-1000 по показателям экономичности, эксплуатационной надежности и уровню безопасности.

Конструктивно реактор большей мощности ВВЭР-1500 достаточно близок к реактору ВВЭР-1000, но все же они различаются в количестве ТВС (у ВВЭР-1500 241 ТВС против 163 ТВС у ВВЭР-1000) и в диаметре КР в районе активной зоны [16]: для ВВЭР-1500 - 5420 мм; для ВВЭР-1000 - 4535 мм.

Освоение производства атомных энергетических блоков ВВЭР-1500 потребовало использования слитка массой до 450 т для патрубковой обечайки КР [21].

По результатам проведенных работ была продемонстрирована возможность изготовления достаточно крупногабаритного основного оборудования для ВВЭР-1500 на технологической базе российских предприятий [16]. Так, например была изготовлена опытная обечайка с внутренним диаметром 4960 мм и принципиально решена возможность транспортировки КР водно-автомобильным транспортом [16].

По результатам завершенного расчетно-экспериментального комплекса работ была разработана документация по обоснованию проекта РУ (~70%), объем которой позволял получить лицензию на начало строительства, а также изготовлены полномасштабные опытные обечайки и отработана технология изготовления КР [18]. Дальнейшие предварительные проработки показали, что при незначительной модернизации отечественной промышленной базы, имеются возможности изготовить оборудование для проекта ВВЭР-1800 [16]. Однако разработка проекта ВВЭР-1500 в 2006 году была прекращена, в связи с ориентацией промышленности на производство оборудования для проекта АЭС-2006 [18].

Накопленный достаточно большой опыт эксплуатации РУ с ВВЭР, а также полученные знания по результатам многочисленных исследований позволили на базе проекта ВВЭР-1000 создать проект АЭС-2006 поколения III+ с установленной мощностью 1200 МВт, который в рамках реализации федеральной целевой программы был определен серийной РУ при строительстве АЭС [22].

Целью разработки проекта АЭС-2006 или ВВЭР-1200 являлись повышенная безопасность, экономическая конкурентоспособность, потребительская привлекательность по

надежности, маневренности, ремонтпригодности [22]. В проекте АЭС-2006 предусмотрены дополнительные системы безопасности, основанные на пассивных принципах работы и ряд конструктивных усовершенствований [22].

ВВЭР-1200 при сопоставимых с ВВЭР-1000 размерах оборудования отличается следующими основными показателями [23]: повышенной на 20% мощностью; высоким КИУМ (90%); возможностью маневра мощностью в интересах энергосистемы; сроком службы в 60 лет; возможностью работать 18 месяцев без перегрузки топлива.

При всех преимуществ, реактор ВВЭР-1200 конструктивно подобен реактору ВВЭР-1000, но все же со следующими отличиями [24,25]: во внутреннем диаметре КР (4250 мм у ВВЭР-1200 против 4150 мм у ВВЭР-1000); толщиной стенки в районе активной зоны (197,5 мм у ВВЭР-1200 против 192,5 мм у ВВЭР-1000); массой КР (330 т у ВВЭР-1200 против 320 т у ВВЭР-1000).

Результатом дальнейшей оптимизации компоновки АЭС стал проект ВВЭР-ТОИ также поколения III+ [26]. Реактор данного проекта имеет увеличенную установленную мощность до 1300 МВт (эл.) [26] и является улучшенной модификацией предшествующих реакторов (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200) [22].

При разработке проекта ВВЭР-ТОИ были использованы все возможные технологические улучшения, которые применялись в проекте ВВЭР-1200 с учетом новейших тенденций к развитию технологии ВВЭР [22].

На рисунке 1.2 приведены эскизы КР современных инновационных проектов ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-1200 [13].

Как следует из рисунка 1.2, конструкции и габариты КР указанных проектов практически схожи. Однако имеется одно значимое различие этих корпусов, которое состоит в том, что в проекте ВВЭР-ТОИ используется КР, в котором сварные соединения вынесены из области активной зоны. Отсутствие сварного шва в области интенсивного облучения является одним из основных преимуществ более современного проекта ВВЭР-ТОИ. Данное конструктивное улучшение приводит к повышению запаса прочности КР по критерию сопротивления хрупкому разрушению, поскольку, в отличие от основного металла КР, металл шва больше подвержен радиационному повреждению, что связано как с особенностями макроструктуры, так и с большим содержанием вредных примесей и никеля [22].

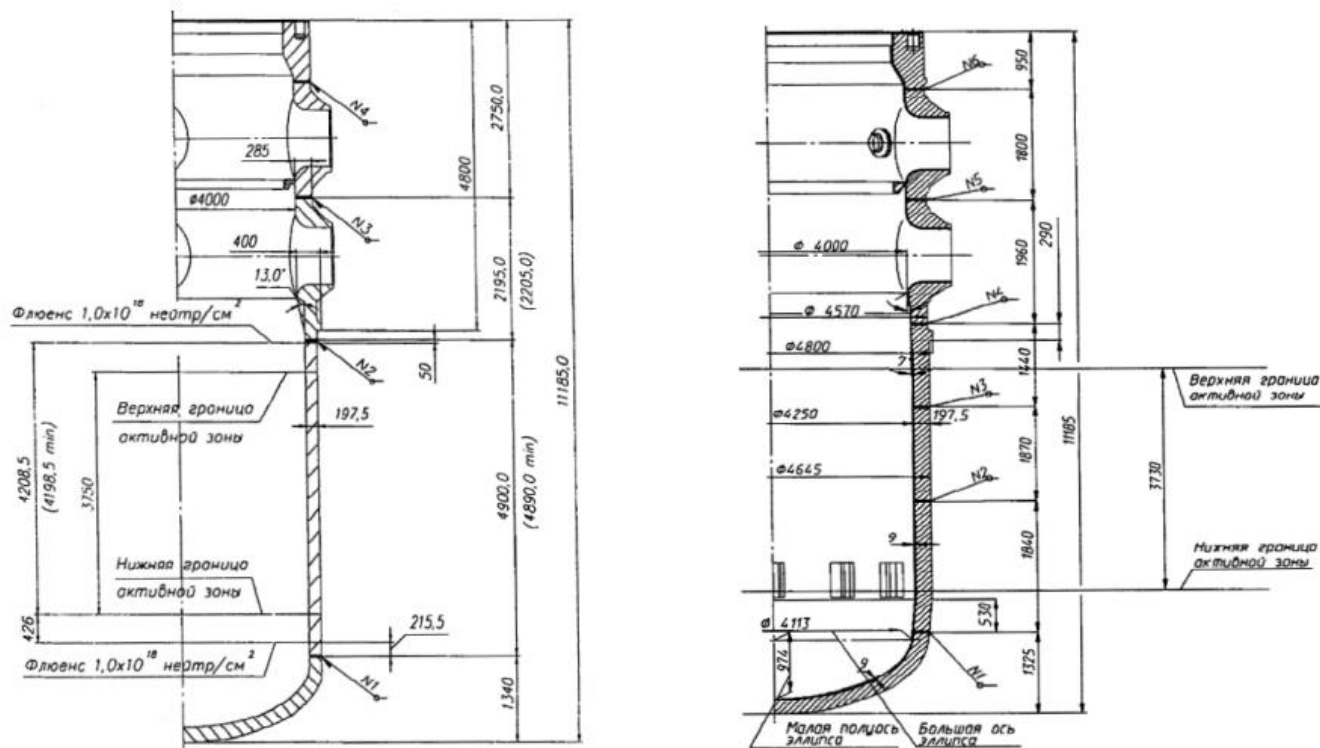


Рисунок 1.2 – Сравнение конструкции КР проектов ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-1200 [13]

Также отметим, что увеличение диаметра КР в районе активной зоны в проекте ВВЭР-ТОИ относительно проекта ВВЭР-1000 способствовало уменьшению радиационного воздействия на стенку корпуса и соответственно позволило увеличить запас прочности по критерию сопротивления хрупкому разрушению. Все вышеуказанные конструктивные особенности позволили обеспечить обоснование проекта ВВЭР-ТОИ на больший ресурс.

Для производства первой промышленной удлиненной обечайки активной зоны КР проекта ВВЭР-ТОИ был получен слиток массой (415-420) т [27,28]. Для отечественной промышленности достигнутые массы слитков на данный момент являются максимальными.

В проекте ВВЭР-ТОИ для КР (обечайки активной зоны) предусмотрена возможность применение двух корпусных сталей, отличающихся между собой содержанием никеля. Так в проекте имеется возможность использовать как сталь марки 15X2НМФА класс 1 с $Ni=(1,0-1,3)$ масс.%, так и сталь марки 15X2МФА мод.А с $Ni=(0,2-0,4)$ масс.% [13]. Указанные стали КР для проекта ВВЭР-ТОИ были выбраны исходя из опыта, накопленного в результате изготовления и эксплуатации ВВЭР предыдущих поколений.

С учётом потребности рынка в реакторах средней мощности в настоящее время на базе реактора ВВЭР-ТОИ разрабатывается реактор средней мощности ВВЭР-600 [26].

Следующий шаг в развитии ВВЭР на долгосрочную перспективу – переход к РУ со сверхкритическим давлением теплоносителя (СКД) [29]. Особенностью данного реактора

является изменение температуры теплоносителя от докритической до сверхкритической, что находится в месте перехода через критическую точку воды ($374,1^{\circ}\text{C}$ при $22,1$ МПа) [4].

Переход к теплоносителю с СКД обусловлен необходимостью существенного повышения конкурентоспособности реакторов нового поколения [30]. Так, применение пара сверхкритических параметров в ВВЭР создает перспективу достижения значительных тепловых мощностей в единичном агрегате. Возможные преимущества такого реактора позволяют считать его перспективным и заслуживающим большого внимания [31].

Кроме того использование воды сверхкритических параметров в ВВЭР позволит достичь следующих преимуществ: упростить технологические схемы; уменьшить металлоемкость конструкции энергоблоков в два раза, а за счет уменьшения габаритов здания сократить длительность и объемы строительных и монтажных работ; по сравнению с традиционными ВВЭР снизить расход теплоносителя через активную зону в 8-10 раз; увеличить коэффициент полезного действия (КПД) до 44% [32] по сравнению с (33-34)% для действующих ВВЭР [33].

Таким образом, коммерческая привлекательность реакторов ВВЭР-СКД обеспечивается за счёт высокого КПД энергоблока и связанного с этим уменьшением удельных капиталовложений в многочисленные системы АЭС, работы на площадке, а также от сокращения количества и объёма оборудования, вследствие упрощения конструкции реактора.

В настоящее время в мировой практике отсутствует опыт использования воды СКД, как теплоносителя ЯЭУ.

Однако еще в 50-60 годах прошлого века уже рассматривались концепции проектов с водой СКД в качестве теплоносителя ядерных реакторов [34,35], поскольку реакторы СКД обладают рядом преимуществ над обычными ВВЭР (PWR), но активное развитие данного направления началось спустя (40-50) лет.

Ядерный реактор ВВЭР-СКД, международное название – SCWR (Super-critical Water-cooled Reactor), принят в качестве одного из перспективных реакторов IV-поколения в рамках Международного форума «Поколение-IV» [19]. По этой программе концептуальные предложения SCWR разрабатывают более 45 организаций в 16 странах с развитой атомной энергетикой [19]. Однако в настоящее время наше сотрудничество в этом проекте приостановлено из-за международной обстановки.

В таблице 1.2 приведены характеристики различных международных проектов ВВЭР-СКД [36,37].

Таблица 1.2 – Характеристики международных проектов ВВЭР-СКД [36,37]

Параметр	SCWR (Корея)	SCLWR (Япония)	CANDU (Канада)	HPLWR (Евро- союз)	SCWR (Китай)	SCFR (Япония)	ВВЭР- СКД (Россия)
Мощность, МВт:							
- тепловая	3989	2273	2540	2188	2284	3832	3830
- электрическая	1739	950	1220	1000	1000	1698	1700
КПД, %	43,7	42	48	44	43	44,3	43,5
Температура, °С:							
- воды	350	280	350	280	280	280	290
- пара	510	508	625	508	500	523	540
Давление пара, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Расход воды, кг/с	2518	1816	1312	1113	1177	1897	1880

В таблице 1.3 приведены основные технические характеристики КР типа SCWR и HPLWR.

Таблица 1.3 - Основные технические характеристики КР типа SCWR и HPLWR

Параметр	SCWR [38]	HPLWR [39-41]
Высота, м	12,40	14,3
Внутренний диаметр обечайки, м	5,322	4,47
Толщина обечайки, м	0,46	0,45

В перспективных разработках тип реактора выбирался, прежде всего, исходя из сложившихся традиционных направлений в реакторостроении в каждой стране и соответственно опыта организаций проектировщиков.

Разрабатываемый в нашей стране ВВЭР-СКД исходит из опыта эксплуатации ВВЭР и многолетний мировой опыт работы тепловых электростанций, в которых используется тепловой пар сверхкритических параметров [36].

Поскольку в традиционной тепловой энергетике сверхкритические параметры - пройденный этап, и основные проблемы по оборудованию уже были решены [42], то целесообразно использовать уже имеющийся опыт эксплуатации энергоблоков в тепловой энергетике, работающие на сверхкритических параметрах пара [43].

В тепловой энергетике на данный момент освоены следующие параметры пара [44]: давление (24-30) МПа; температура (590-600)°С. Достигнутое в тепловой энергетике высокий КПД энергоблоков и возможность использования сверхкритических параметров теплоносителя позволяет рассматривать дальнейшее развитие технологии ВВЭР, направленное на уменьшение нагрузки на окружающую среду путем снижения вредных выбросов и экономию топлива [44]. Подобная тенденция развития атомной энергетике позволяет считать перспективным направление по разработке РУ с ВВЭР-СКД.

Реакторы с СКД имеют много общих черт как с существующими водоохлаждаемыми, так и с энергетическими установками на органическом топливе [30]. Однако остаются важные проблемы, для решения которых необходимы дальнейшие научные исследования и проектные проработки по направлению выбора материалов при высоких давлении и температуре теплоносителя [30].

ВВЭР-СКД, вероятно, не должен превышать габариты ранее разработанных корпусов ВВЭР, позволяющие перевозить его по железной дороге или водно-автомобильным транспортом, поэтому он должен отвечать тем же габаритным нормам [45].

В работе [36] отмечено, что системы безопасности ВВЭР-СКД должны быть аналогичными, применяемым в действующих ВВЭР.

При разработке отечественных проектов ВВЭР-СКД в основном применялись принципиальные технические решения, используемые в проектах ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-1500, при этом были учтены особенности эксплуатационных условий теплоносителя ВВЭР-СКД [46]. В работе [4] также показано, что ВВЭР-1000 и ВВЭР-1500 являются аналогами при определении основных характеристик КР разрабатываемых ВВЭР-СКД.

По результатам, выполненных концептуальных разработок по проекту ВВЭР-СКД в 2008-2011 годах были разработаны и предложены три варианта реактора с теплоносителем СКД, которые представлены в таблице 1.4 [47].

Таблица 1.4 – Реакторы с теплоносителем СКД [47]

Проект РУ	Описание
ВВЭР-СКД-1700	Одноконтурная РУ с одно- и двух- заходной активной зоной с быстрорезонансным спектром нейтронов и петлевой компоновкой (вход: питательная вода; выход – перегретый пар)
В-670 СКДИ	Двухконтурная РУ с естественной циркуляцией теплоносителя, с резонанснотепловым спектром нейтронов в интегральной компоновке (вход: внутрикорпусная вода; выход – слабоперегретый пар)
ПСКД-600	Двухконтурная РУ с быстрым спектром нейтронов и петлевой компоновкой (вход: слабоперегретый пар; выход – перегретый пар)

В таблице 1.5 приведены основные параметры и характеристики разработанных отечественных проектов ВВЭР-СКД [34,48,49].

Из данных приведенных в работе [50] следует, что в проектах ПСКД-60 и ВВЭР-СКД-1700 эксплуатация КР предназначена при давлении теплоносителя (25-27) МПа и при максимальной рабочей температуре 400°С и 330°С соответственно. Учитывая разнообразие прорабатываемых отечественных проектов, то выбор наиболее перспективного проекта ВВЭР-СКД еще предстоит.

Таблица 1.5 – Характеристики отечественных разработок корпусных ВВЭР-СКД [34,37,48,49]

Характеристика	ВВЭР-СКД-1700 (одноконтурная)	В-670 СКДИ (двухконтурная, естественная циркуляция в первом контуре)	ПСКД-600 (двухконтурная)
Тепловая мощность, МВт	3830	1635	1430
Электрическая мощность, МВт	1700	670	600
КПД, %	42-44	41	42

Продолжение таблицы 1.5

Характеристика	ВВЭР-СКД-1700 (одноконтурная)	В-670 СКДИ (двухконтурная, естественная циркуляция в первом контуре)	ПСКД-600 (двухконтурная)
Температура теплоносителя на входе в АЗ, °С	290	375-365***	388
Температура на выходе из АЗ, °С	540	395-382***	500
Давление, МПа	24,5	23,6 – 1 контур 14,7 – 2 контур	24,8
Спектр нейтронов	Быстро- резонансный (смешанный)	Используется спектральное регулирование	Быстрый
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	1890	2252-2720***	1880
Высота корпуса реактора без крышки, м	12,2	23,5	7,5
Диаметр цилиндрической части корпуса реактора, м	4,96	4,96	4,53
Размеры активной зоны, м			
-высота	4,05*	4,2	1,7
-наибольший диаметр	3,76** 3,38	2,61	3,0 3,2****
Количество ТВС/число ТВЭЛов в ТВС	241/252	163/252	349/199 (72/169****)
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, кВт/л	107*/115**	72	160
Примечание: * - однозаходная схема циркуляции; ** - двухзаходная схема циркуляции; *** - указан диапазон изменения параметра в течение кампании (начало-конец); **** - указаны кассеты экрана или размеры с бланкетом (экраном); реактор В-670-СКДИ со спектральным регулированием запаса реактивности			

Совершенствование ВВЭР от реакторов поколения II до поколения IV, т.е. от ВВЭР-440 до ВВЭР-1000 и далее к ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-СКД шло по пути увеличению диаметра КР, повышения категории прочности, применяемого материала КР, улучшение термической и радиационной стойкости материала КР, а также вывод металла сварного шва за пределы активной зоны [51].

Освоение перспективной РУ с ВВЭР-СКД целесообразно проводить последовательно, начиная с этапа создания установки-прототипа [44,52], поскольку ранее в ядерной энергетике не использовался подобный теплоноситель со сверхкритическими параметрами. Перед созданием пилотной демонстрационной установки с ВВЭР-СКД для начала необходимо экспериментально обосновать и показать технологическую возможность реализации новых конструкторских решений, а также поведение применяемых материалов в условиях СКД, что позволит оценить надежность и безопасность эксплуатации подобной РУ. Поэтому для проведения комплексных исследований и реализации проекта ВВЭР-СКД в целом предполагается в начале создание многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров (МТИР-СКД) [53].

На рисунке 1.3 представлен МТИР-СКД, в котором КР состоит из зоны патрубков, обечайки и днища, выполненных из разработанной в АО «НПО «ЦНИИТМАШ» для реактора ВВЭР-СКД теплостойкой и радиационно-стойкой стали марки 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности (КП=65+) [53]. При этом, для повышения ресурса и надежности, аналогично конструкции КР проекта ВВЭР-ТОИ, сварные швы КР МТИР-СКД, проявляющие повышенный темп радиационного охрупчивания, выведены из активной зоны [13].

Основные рабочие характеристики МТИР-СКД приведены в таблице 1.6 [53].

По заказу Госкорпорации «Росатом» с 2019 года реализуется подпрограмма НИОКР по теме «Разработка технологий корпусного энергетического реактора с сверхкритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД)», запланированная на период 2019-2028 годов [54]. В рамках данной программы НИЦ «Курчатовский институт» с соисполнителями выполняют работы по разработке и обоснованию технологий ВВЭР-СКД, а также исследованию и обоснованию применяемых материалов КР в условиях эксплуатации СКД.

Для дальнейшей реализации подпрограммы НИОКР в указанный период и на перспективу до 2040 года [55] запланированы работы по созданию и введению в эксплуатацию исследовательского реактора МТИР-СКД, в частности продолжение работ по обоснованию кандидатных конструкционных материалов КР в условиях СКД, выполнение подготовительных работ и исследованию полномасштабных моделей основного оборудования МТИР-СКД в составе стенда с СКД теплоносителем [54].

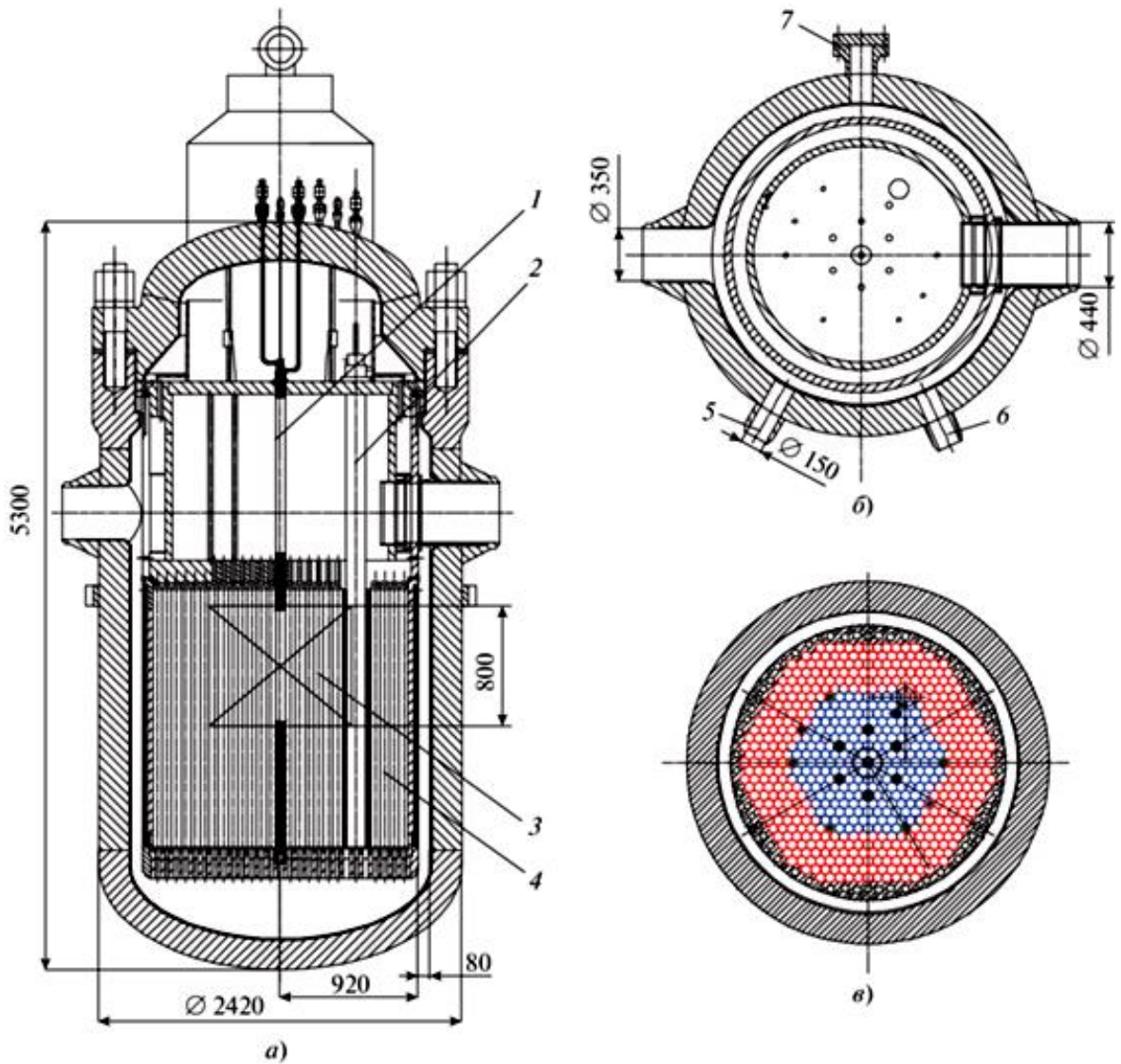


Рисунок 1.3 - Продольный разрез МТИР-СКД (а), поперечные разрезы в зоне патрубков (б) и активной зоны реактора (в). 1, 2 – внутриреакторная часть облучательного устройства (ОУ) автономной реакторной петли, размещенная в центральном облучательном канале (ОК) и в периферийном облучательном канале соответственно; 3 – ТВС активной зоны; 4 – кассеты сменного бокового отражателя нейтронов; 5, 6 – патрубок для присоединения емкости системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) высокого и низкого давления соответственно; 7 – патрубок вывода датчиков внутриреакторного контроля (ВРК) [53]

Таблица 1.6 - Основные рабочие характеристики МТИР-СКД [53]

Характеристика	Значение
Тепловая мощность, МВт	Не более 100
Температура теплоносителя реакторного контура, °С:	
на входе	410
на выходе	457
Рабочее давление теплоносителя, МПа	28
Номинальный расход теплоносителя через реактор, кг/с	260
Диаметр, мм:	
обечайки активной зоны (внутренний)	2320
корпуса реактора	2800
Высота корпуса реактора, мм.	5000
Проектный ресурс реакторной установки, лет	Не менее 30

В таблице 1.7 [56] приведены обобщенные предполагаемые характеристики и условия эксплуатации КР перспективных ВВЭР-СКД, на основе различных проектов [37,47],57].

Таблица 1.7 – Характеристики и условия эксплуатации КР ВВЭР-СКД [56]

Наименование параметра	ВВЭР-СКД
Расчетное давление, МПа	25-30
Расчетная температура эксплуатации КР, °С	400-450
Предполагаемый срок эксплуатации, лет	~60

Из сравнения основных параметров видно, что условия эксплуатации и конструктивные особенности КР ВВЭР-СКД [56] с типичными ВВЭР [1,13] характерны следующие особенности:

- теплоноситель создает повышенное расчетное давление;
- температура эксплуатации КР повышена по сравнению с типичными ВВЭР;
- внутренний диаметр КР, близок к внутреннему диаметру действующих КР ВВЭР;
- срок эксплуатации для всех типов ВВЭР одинаков и составляет не менее 60 лет.

1.2 Материалы, применяемые для изготовления КР ВВЭР и PWR

Как отмечалось ранее, одним из ответственным компонентом РУ ВВЭР является КР, который эксплуатируется в условиях воды и пара с высоким давлением (особенно ВВЭР-СКД), подвергается воздействию высоких температур (в случае ВВЭР-СКД) и длительному воздействию нейтронного облучения, в результате которых происходит охрупчивание сталей КР [58].

Требуемый срок эксплуатации КР как незаменимого элемента оборудования ВВЭР уже составляет 60 лет и имеет тенденцию только к увеличению. Так в проектах нового поколения проектный срок службы КР доходит до 80 лет.

Обеспечение вязкости материалов КР в исходном состоянии и сохранение их на достаточном уровне в процессе эксплуатации до конца проектного срока службы реактора является важным требованием, предъявляемым к материалам КР [1]. Охрупчивание материала КР за счет снижения вязкости может происходить при длительном воздействии высоких рабочих температур и нейтронном облучении. При этом определяющим является радиационное распухание при нейтронном облучении, поэтому радиационная стойкость сталей КР является также важной характеристикой, которая может предопределять срок службы КР [1].

Кроме того, применяемый материал КР должен обладать достаточно высокой прочностью с одновременно приемлемым уровнем пластичности, а учитывая габариты КР должен хорошо свариваться и быть технологичным при достаточно больших толщинах.

Принципиально важной для создания КР стала проблема разработки специальной стали с необходимыми прочностными и технологическими свойствами и, кроме того, достаточно устойчивой к действию нейтронного излучения [5]. Защиту от нейтронного облучения возможно достигнуть обеспечив достаточно большим слоем воды и стали между активной зоной и КР, но это приведет к непродуктивному увеличению размера корпуса [5]. Важно было найти оптимальное решение - повышая радиационную стойкость корпусной стали, которая бы выдерживала экономически целесообразный срок службы (для первых поколений РУ ВВЭР до ~40 лет с учетом компенсирующих мероприятий), не допустить изменения прочностных характеристик [5].

Конструкция КР представляет собой достаточно крупногабаритный сосуд с толстостенными сварными элементами высотой до 12 м и диаметром в отечественных проектах до 4,7 м [13], в зарубежных проектах до 5,5 м [1]. Корпуса отечественных проектов изготавливаются из свариваемых между собой эллиптических днищ и кольцевых поковок. Отсутствие в наших проектах продольных швов позволяет обеспечивать высокую надежность и

большую долговечность в процессе эксплуатации КР [1]. В то время как в самых первых зарубежных проектах, при изготовлении реакторов использовались листы, что соответственно приводило к появлению продольных сварных соединений [11].

В современном отечественном производстве для деталей КР ВВЭР используются заготовки массой до 360 т [11], а для производства удлиненной обечайки активной зоны КР проекта ВВЭР-ТОИ выплавляются слитки массой до (415-420) т [27,28]. За рубежом для изготовления заготовок корпуса освоено производство слитков массой до 550 т [11]. Применение подобных крупногабаритных заготовок позволяет уменьшить количество сварных швов в конструкции КР, а также увеличить диаметр КР, что приводит к снижению нейтронного воздействия на стенку КР.

В России в качестве корпусных материалов для ВВЭР применяются высокопрочные стали феррито-перлитного класса легирующих композиций Cr-Mo-V (15X2МФА, 15X2МФА-А, 15X2МФА-А мод.А) и Cr-Ni-Mo-V (15X2НМФА, 15X2НМФА-А, 15X2НМФА класс 1).

В настоящее время стали КР ВВЭР эксплуатируются при температуре теплоносителя до 330°C и рабочем давлении ~17 МПа [1,51].

Для первых зарубежных проектов PWR выбор корпусной стали происходил на основании полученного опыта при промышленном изготовлении нефтехимических сосудов давления и их эксплуатации [11]. При этом особый акцент делался на достижение необходимой технологичности стали при производстве полуфабрикатов металлопродукции и сварке, а также необходимых механических характеристик. Кроме этого уделялось внимание и на различные экономические аспекты.

Как уже ранее отмечалось, для зарубежных проектов PWR первых поколений при изготовлении КР применялись штампованные листы. Подобный подход к производству КР отличался от способа изготовления КР, сложившегося в нашей стране. Однако он имел как достоинства в виде некоторых экономических преимуществ, так и недостатки, которые состояли в особенности продольных сварных швов, приводящие к значительному уменьшению надежности и срок службы КР, т.к. металл шва наиболее склонен к охрупчиванию.

В связи с этими недостатками, выявленными в ходе незначительного периода их эксплуатации, были проведены работы, направленные на изменение конструкции КР первого поколения PWR. При этом были исключены продольные швы в КР, и стали применяться цельнокованные обечайки, аналогичные тем, которые применяются для изготовления КР отечественных ВВЭР.

На самых ранних стадиях производства КР PWR были использованы композиции C-Mn в виде листов из стали марки A-212 Grade B, поковок из стали марки A-105 и композиции

C-Mn-Ni стали марки А-350-82 [11]. В дальнейшем с целью необходимости повышения прокаливаемости заготовок, связанной с повышением мощности и размеров РУ, данные стали были заменены на более прочные и для КР PWR стали применяться стали А-533В, А-508 class 2 и практически имеющие с ними одинаковый состав немецкие стали 20MnMoNi55 и соответственно 22NiMoCr37.

На основе опыта эксплуатации PWR и изготовления КР зарубежные проектировщики во вновь разрабатываемых перспективных проектах типа PWR используют корпусные стали, обеспечивающие достаточно высокую прокаливаемость деталей в больших толщинах, а также достаточно высокие механические свойства и радиационную стойкость.

1.3 Механизмы радиационного охрупчивания сталей КР

Механизмы радиационного охрупчивания, ограничивающие ресурс безопасной эксплуатации КР, связаны с эволюцией микроструктуры корпусных материалов под воздействием эксплуатационных факторов. Радиационное повреждение сталей КР является следствием смещений атомов из узлов кристаллической решетки, происходящих при их взаимодействии с быстрыми нейтронами в результате сложных взаимосвязанных процессов таких как [59]:

- Ядерные, приводящие к образованию первично-выбитых атомов и продуктов ядерных реакций.
- Атомные, связанные с развитием каскадов атом-атомных столкновений, образованием обратимых и необратимых первичных нарушений кристаллической решетки.
- Субструктурные, приводящие к образованию кластеров, зародышей дислокационных петель, пор и выделений.
- Диффузионные, ответственные за эволюцию микро- и макроструктуры, примесного и фазового состояния.

Радиационное охрупчивание корпусных материалов определяется их химическим составом, в основном, содержанием Ni, Mn, Cu и P – элементами наиболее значимо влияющими на степень деградации структуры под облучением при рабочей температуре КР ВВЭР [60–63]. В эксплуатационных условиях КР ВВЭР в корпусных сталях наблюдаются следующие радиационно-индуцированные изменения микроструктуры, приводящие к деградации их механических характеристик [60–62]: появление радиационных дефектов; радиационно-индуцированное/ускоренное образование различных выделений (например, Cu, Cu-P или Ni-Mn-Si преципитатов, в зависимости от состава стали); радиационно-ускоренное образование

сегрегаций примесей (в первую очередь, фосфора) по границам зерен и межфазным границам и/или на радиационных дефектах. При этом развитие сегрегационных процессов в наибольшей степени характерно для сталей КР ВВЭР-1000 с повышенным содержанием никеля.

Выделения различного типа, наряду с радиационными дефектами – дислокационными петлями являются эффективными стопорами при движении дислокации, что приводит к радиационному упрочнению материала (повышению предела текучести) и, как следствие, увеличению критической температуры хрупкости [64]. При этом образование сегрегации фосфора на границах зерен (развитие обратимой отпускной хрупкости) и межфазных границах не изменяет предел текучести сталей, однако, также приводит к сдвигу критической температуры хрупкости в область более высоких температур. Поэтому механизмы радиационного охрупчивания корпусных сталей принято делить на упрочняющий и неупрочняющий [59]. Условия проявления различных механизмов охрупчивания в виде схематической диаграмма приведены на рисунке 1.4. На диаграмме видно, что кроме радиационного упрочнения, которое многие годы считали единственным механизмом, ответственным за радиационную деградацию свойств сталей КР, неупрочняющий механизм также вносит значимый вклад, что убедительно доказано экспериментальными работами [59,62,63,65–69].

Длительная эксплуатация элементов КР в условиях повышенной рабочей температуры, но без облучения (обечайки зоны патрубков), также может приводить к охрупчиванию материалов (по упрочняющему и неупрочняющему механизмам). Так, в первом случае это может быть обусловлено изменением исходных упрочняющих фаз, а также образованием новых фаз (например, меднообогащенных преципитатов в сталях с содержанием меди, превышающим предел растворимости), а во втором – за счет развития процессов отпускной хрупкости, приводящей к снижению напряжения отрыва по границам зерен [59,66,69].

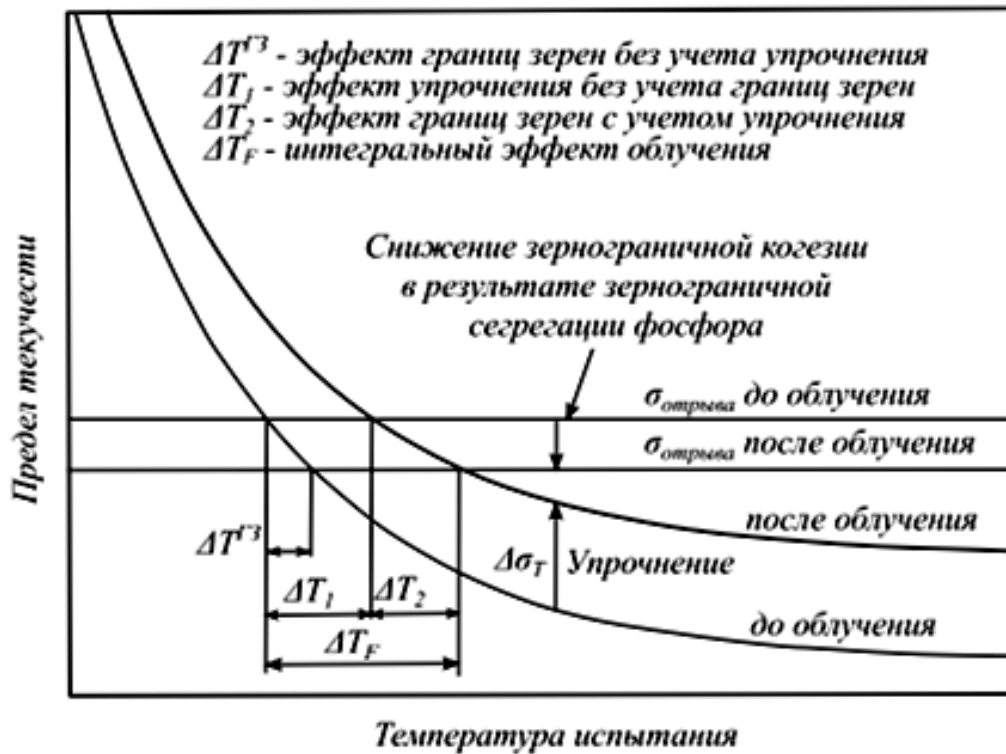


Рисунок 1.4 – Схематическая диаграмма, иллюстрирующая упрочняющий и неупрочняющий механизм изменения свойств сталей с о.ц.к.-решеткой [70]

Упрочняющий механизм охрупчивания может, реализовываться как в условиях облучения при повышенной рабочей температуре, так и при воздействии только повышенной температуры. Упрочнение может быть вызвано либо изменением плотности и/или размеров исходных упрочняющих фаз, либо образованием новых барьеров для движения дислокаций [71,72].

Неупрочняющий механизм охрупчивания сталей КР связан с ослаблением когезии на границах зерен и межфазных границах за счет образования примесной сегрегации (обратимая отпускная хрупкость), которая усиливается за счет радиационно-ускоренной диффузии под облучением и вносит свой вклад в радиационное охрупчивание [56,72]. В условиях длительных температурных выдержках сталей при рабочих температурах КР неупрочняющий механизм начинает вносить все больший вклад в изменения свойств сталей с определенным легированием [73]. В сталях КР зернограничная сегрегация фосфора снижает когезивную прочность границ зерен, повышая вероятность хрупкого межзеренного разрушения и, как результат, увеличивает сдвиг критической температуры хрупкости. Это явление известно как обратимая отпускная хрупкость и характерно для всех сталей с о.ц.к.-решеткой [73].

1.4 Расчетное обоснование корпуса реактора

Прочность элементов оборудования и конструкций является важнейшей составляющей безопасности на АЭС. Разрушение КР является запроектной аварией и может стать причиной тяжелой аварии.

При обосновании прочности и долговечности корпусов ядерных реакторов типа ВВЭР важным является обеспечение заданного проектного срока службы КР.

Для низкоуглеродистых сталей, применяемых для изготовления КР, радиационное охрупчивание проявляется в уменьшении трещиностойкости и сдвиге в область повышенных температур интервала хрупко-вязкого перехода [74]. Данный сдвиг способствует увеличению вероятности разрушения КР как при штатных режимах работы, так и при аварийных (особенно при расхолаживании) [74]. Поэтому для безопасной эксплуатации ВВЭР становится важным достаточно точно определять деградацию механических свойств корпусных материалов в процессе их радиационного воздействия при температуре эксплуатации [74].

В большинстве случаев срок службы КР ограничивается его склонностью к хрупкому разрушению, поэтому оценка целостности КР типа ВВЭР проводится на основе критериев сопротивления хрупкому разрушению.

Кроме того, повышенные температуры эксплуатации ВВЭР-СКД, до 400°C и более, вызывающие ползучесть низкоуглеродистых сталей, приводит к необходимости учета и соответственно определения характеристик длительной прочности для материала КР.

1.5 Заключение по Главе 1

Таким образом, обзор технической литературы показал, что при создании реакторов IV поколения в качестве предварительного расчетно-экспериментальной оценки перспективности использования лучших существующих и разрабатываемых новых конструкционных материалов КР необходимо:

- провести сравнительный анализ составов, структуры и механических характеристик эксплуатируемых сталей КР в предполагаемых условиях эксплуатации ВВЭР-СКД;
- оценить возможность использования как традиционно эксплуатируемых сталей КР, так и разрабатываемой корпусной стали 10ХН5МФБА-А в предполагаемых условиях эксплуатации ВВЭР-СКД;

- оценить влияние параметров структуры исследуемых сталей на их механические характеристики (кратковременную и длительную прочность, критическую температуру хрупкости) в предполагаемых условиях эксплуатации ВВЭР-СКД;
- провести сравнительную расчетно-экспериментальную оценку кратковременной и длительной прочности исследуемых сталей для определения необходимой толщины стенки удлиненной обечайки активной зоны КР ВВЭР-СКД, изготовленной из кандидатных сталей;
- провести сравнительную расчетно-экспериментальную оценку сопротивления хрупкому разрушению КР ВВЭР-СКД, изготовленного из кандидатных сталей.
- провести анализ применимости кандидатных сталей с различной категорией прочности в качестве материала КР с учетом эксплуатационных условий ВВЭР-СКД (повышенных температуры и давления) на основе расчетно-экспериментальных оценок прочности и сопротивления хрупкому разрушению КР.

ГЛАВА 2. МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ. РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДИКИ ДЛЯ ОЦЕНКИ ПРИМЕНИМОСТИ СТАЛЕЙ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВВЭР

2.1 Методы структурных исследований и механических испытаний сталей корпусов реакторов

Комплексный подход к исследованию структуры и механическим испытаниям материалов позволяет решать основные материаловедческие задачи: обоснование безопасной эксплуатации КР, срока службы КР, усовершенствование материалов и т.п.

Выбор кандидатных материалов для возможности использования в качестве сталей КР ВВЭР-СКД в данной работе был проведен на основе анализа известных механизмов их радиационного охрупчивания при различных температурах облучения, исследований радиационно-индуцированной структуры с использованием различных высокоразрешающих аналитических методов, а также экспериментальных результатов механических испытаний, приведенных ниже.

Результаты исследований и механических испытаний традиционных сталей приведены из предыдущих опубликованных работ, проведенных в НИЦ «Курчатовский институт». Результаты для стали 10X5НМФБА-А, разработанной АО «НПО «ЦНИИТИМАШ», приведены из работ НИЦ «Курчатовский институт», в которых автор принимал личное участие.

Результаты структурных особенностей и механических свойств кандидатных материалов КР в исходном и облученном состояниях, использованные в данной работе при сравнении их применимости в условиях ВВЭР-СКД получены с применением следующих методик.

2.1.1 Просвечивающая электронная микроскопия

Просвечивающую электронную микроскопию (ПЭМ) применяли для анализа радиационных повреждений материалов, поскольку позволяет получать информацию о микроструктуре и химическом составе.

Анализ получаемой дифракционной картины позволял определять кристаллический тип и структуру матрицы образца, параметр решетки, характеристики выделений вторых фаз и других элементов структуры исследуемого материала:

- Определения параметров дислокационной структуры (объемной плотности распределения, средних размеров, плоскостей залегания и векторов Бюргерса).
- Определения параметров радиационно-индуцированных элементов структуры – вакансионных пор, преципитатов и пр. (объемной плотности распределения, средних размеров, элементного состава, типа кристаллической решетки и однородности распределения по объему).
- Построения профилей и карт распределения химических элементов на интересующих участках исследуемых образцов, в том числе для межфазовых границ.
- Определения параметров кристаллической структуры: тип и параметр решетки, ориентационные соотношения фаза/матрица и пр. Следует отметить, что анализ с использованием ПЭМ имеет некоторые ограничения, связанные с особенностями метода и типичными рабочими увеличениями. Так, метод ПЭМ применим для фазового анализа для выделений вторых фаз или иных элементов структуры с объемной плотностью в диапазоне от $(1-2) \cdot 10^{18} \text{ м}^{-3}$ до $5 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-3}$ для фаз и 10^{24} м^{-3} для пор. Размеры структурных элементов в реакторных материалах, которые эффективно могут быть проанализированы с помощью ПЭМ, обычно составляют не менее 0,5 нм.

2.1.2 Растровая электронная микроскопия

Растровую электронную микроскопию (РЭМ) использовали для фазового анализа материалов применительно к объектам с размерами преимущественно от 5 нм и плотностями от 10^{14} до 10^{23} м^{-3} . Данный метод дает возможность с большей точностью получить сведения по однородности распределения частиц, т.к. анализ выполняется на значительно большей поверхности в отличие от ПЭМ-исследованиях, когда рассматривается тонкая локальная область образца. Так же с помощью растровых электронных микроскопов проводятся исследования поверхностей разрушения материалов при различных механических испытаниях для выявления механизмов деградации их структуры и свойств.

С использованием РЭМ проводили фактографический анализ поверхностей излома:

- Образцов после испытаний на длительную прочность.
- Образцов Шарпи после испытаний на ударный изгиб в области температуры вязко-хрупкого перехода с целью определения максимальной доли хрупкого

межзеренного разрушения, которая коррелирует с развитием сегрегационных процессов примесей на межзеренных границах.

- Образцов SE(B)-10 после испытаний на вязкость разрушения.

2.1.3. Фрактографические исследования

Фрактографические исследования (в том числе, с участием автора при исследовании стали 10ХН5МФБА-А) были проведены методами РЭМ для выявления механизма разрушения образцов.

Выполнение фрактографических исследований позволяет установить факторы, которые влияют на деградацию механических характеристик в условиях эксплуатации, поскольку анализ структуры изломов образцов после испытаний при различных температурах как в исходном, так и в облученном состояниях показывает информацию по механизмам, приводящих к разрушению.

Так, в случае образцов из корпусных сталей, предназначенных для проведения испытаний на ударный изгиб, определяют, прежде всего, долю хрупкого межзеренного разрушения. Доля хрупкого межзеренного разрушения коррелирует с уровнем зернограницной сегрегации, за счет чего происходит снижение когезивной прочности границ зерен. Такой косвенный подход позволяет по результатам фрактографических исследований экспрессно оценивать степень развития зернограницной сегрегации примесей.

Микроструктурные и фрактографические исследования проводились по аттестованной «Методике измерений характеристик поверхностей разрушения образцов-свидетелей материалов корпусов реакторов с использованием растрового электронного микроскопа», разработанной НИЦ «Курчатовский институт» и аттестованной в соответствии с ГОСТ Р 8.563-2009 «Государственная система обеспечения единства измерений. Методики (методы) измерений» в порядке, предусмотренном приказом Минпромторга России от 15.12.2015 г. №4091 (свидетельство об аттестации №1/RA.RU 320052-2020).

Структуру поверхности изломов образцов Шарпи после испытаний на ударный изгиб исследовали с помощью автоэмиссионного сканирующего электронного микроскопа Zeiss Supra 40-VP (производство Германия). Изображения во вторичных электронах наблюдали в диапазоне увеличений от $\times 50$ до $\times 3000$ при ускоряющих напряжениях (10-20) кВ. При этом доли структурных составляющих (хрупкого межзеренного и вязкого межзеренного, квазискола, скола, вязкого) в общей поверхности излома образца определяли с помощью метода Глаголева [75]. При фрактографических исследованиях излома образца относительная погрешность

оценки доли хрупко-вязкого разрушения составляет (10-15)%. Наряду с долей структурных составляющих излома определяли размер первичных аустенитных зерен, по которым проходит зернограничное разрушение. При этом размер зерна определяли в направлении распространения трещины. Фактор размера зерна в структуре стали важен, поскольку даже при низком содержании вредных примесей может сказаться на радиационной стойкости стали [76]. Влияние размера зерна на критическую температуру хрупкости описывается уравнением (2.1) [77] вида:

$$T_k = D * \ln d^{1/2} \quad (2.1)$$

где T_k – критическая температура хрупкости; d – размер зерна; D – константа.

Фрактографические исследования по анализу структуры изломов образцов Шарпи, проведенные в НИЦ «Курчатовский институт» [78,79], показали, что доля хрупкого межзеренного разрушения меняется в зависимости от температуры испытания. Температурная зависимость доли хрупкого межзеренного разрушения определяли на изломе образцов Шарпи, исследованных в интервале температур хрупко-вязкого перехода (см. рисунок 2.1) [78].

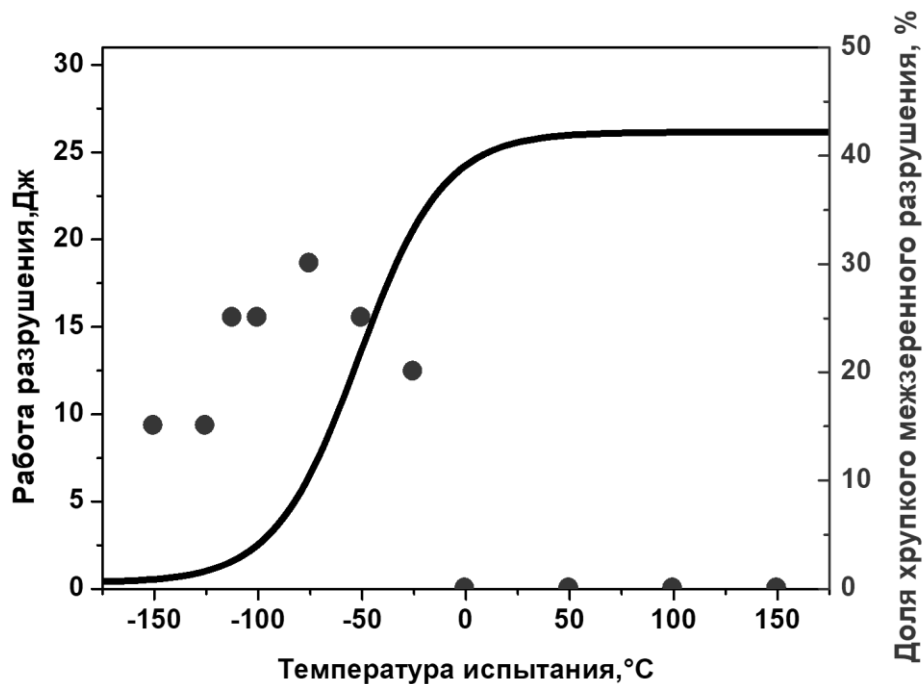


Рисунок 2.1 – Типичная зависимость доли хрупкого межзеренного разрушения от температуры испытания образцов Шарпи [78]

Из рисунка 2.1 видно, что максимальная доля хрупкого межзеренного разрушения наблюдается примерно в середине интервала вязко-хрупкого разрушения.

В связи с этим для определения доли хрупкого межзеренного разрушения, характерной для данного состояния материала (в исходном состоянии или облученном до различных значениях флюенса быстрых нейтронов), принимали значения, соответствующие этому интервалу температур для каждого состояния стали. При этом необходимо было сравнивать доли хрупкого межзеренного разрушения в изломах образцов стали в разных состояниях с примерно одинаковым размером зерен [80].

2.1.4 Методика исследований методом дифракции обратно-рассеянных электронов

Исследования методом дифракции обратно-рассеянных электронов (ДОРЭ) проводили для анализа макро- и микроструктуры, текстуры, построения ориентационных карт зерен, а также распределения ориентаций границ зерен и фазовых выделений, оказывающих существенное влияние на механизмы деградации структуры и свойств реакторных материалов под действием эксплуатационных факторов. Степень разориентации границ зерен оказывает существенное влияние на уровень зернограницной сегрегации, образующейся в материале под действием повышенных рабочих температур и облучения.

2.1.5 Оже-электронная спектроскопия

Оже-электронная спектроскопия (ОЭС) позволяет определить концентрацию и распределение химических и примесных элементов по поверхности, в том числе по границам зерен.

То есть ОЭС является поверхностным методом, который позволяет с высокой локальностью получать информацию об элементном составе поверхностных слоев и количественно исследовать сегрегацию фосфора и других элементов на границах зерен. Исследования методом ОЭС ограничиваются теми материалами, для которых возможно получить заметную долю хрупкого межзеренного разрушения на поверхности разрушения образцов в условиях высокого вакуума. Основным объектом исследования для данного метода являются стали с о.ц.к.-решеткой, для которых характерно хрупкое разрушение при низких температурах. Количественная обработка оже-спектров позволяет представить результаты в виде содержания фосфора на границе зерна в долях монослоя, а также в виде атомных концентраций всех обнаруженных на границе элементов.

2.1.6 Атомно-зондовая томография

Атомно-зондовая томография (АЗТ) позволила определить и количественно установить некоторые химические элементы в трех измерениях с максимально доступным пространственным разрешением (пространственное разрешение $\sim(0,1-0,3)$ нм по глубине и латеральное разрешение $\sim(0,2-0,5)$ нм) в маленьком объеме (до $\sim 300 \times 100 \times 100$ нм³). АЗТ выявляет неоднородности распределения элементов и позволяет получить количественную информацию о распределении и составе очень малых преципитатов (менее (3-5) нм), кластеров и сегрегаций на границах зерен, межфазных границах и дислокационных петлях в трехмерном пространстве. Метод АЗТ основан на комбинации полевого испарения (за счет приложения импульсного напряжения или лазерного импульса в сильном электрическом поле к образцу в виде иглы), времяпролетной спектроскопии и позиционно-чувствительного детектирования, что позволяет восстановить 3D картину распределения атомов в образце. АЗТ позволяет проводить количественную идентификацию состава с высокой аналитической чувствительностью (достигающей 1 аррм).

Метод АЗТ может быть использован для анализа структурных составляющих (вторых фаз, кластеров, сегрегаций на границах зерен и других интерфейсах и пр.).

2.1.7 Методы механических испытаний

Пластические и прочностные характеристики стали (предел прочности, предел текучести, относительные сужения и удлинения) получены по результатам испытаний цилиндрических образцов на статическое растяжение. Испытания и обработка результатов проводятся в соответствии с ГОСТ 1497-84, ГОСТ 9651-84, ГОСТ 11150-84, ГОСТ 22706-77.

Испытания образцов из исследуемых материалов на ударный изгиб проводятся на образцах типа Шарпи (размерами $10 \times 10 \times 55$ мм - тип 11 по ГОСТ 9454) с целью определения критической температуры хрупкости в различных исследуемых состояниях (T_K , ΔT_K) и установления температурной зависимости работы разрушения и вязкой составляющей в изломе. Испытания на ударный изгиб. Испытания и обработка результатов проводятся в соответствии с ГОСТ Р 50.05.12-2018.

Испытания на вязкость разрушения материала выполняются с целью определения значения температуры T_{100} , характеризующей трещиностойкость материала. Данные испытания проводятся с использованием образцов типа SE(B)-10. Испытания на вязкость разрушения и обработка результатов проводятся в соответствии с ГОСТ Р 59115.6-2021 [81].

2.2 Расчетные методики для оценки применимости сталей корпусов реакторов в условиях эксплуатации РУ с ВВЭР-СКД

Цель расчетного обоснования прочности проектируемой РУ с ВВЭР состоит в необходимости подтверждения, что оборудование, в частности КР способны сохранить форму, устойчивость и целостность под действием системы нагрузок и эксплуатационных факторов, реализующихся в процессе нормальной эксплуатации, нарушении нормальной эксплуатации, а также в аварийных ситуациях [1]. Сохранение прочности КР с ВВЭР во многом определяет безопасность РУ, а также ее нормальное и надежное функционирование, поэтому обеспечение прочности КР является одной из важнейших задач при проектировании и которой требуется уделять большого внимания [1].

Расчет на прочность корпусного оборудования при проектировании проводят в соответствии с «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» [82] в два этапа. На первом этапе выполняется расчет по выбору основных размеров с определением характеристик конструкции и важнейших составных частей, включающих материалы и значения допускаемых напряжений, а также толщину стенки КР [1].

Предварительный расчет по выбору основных размеров выполняется в соответствии с [82] или более современным стандартом [83], которые принципиально не отличаются, поэтому в данной работе расчет будет проводиться по современной методике [83].

Основными характеристиками материала при выполнении оценки по определению значений допускаемых напряжений являются временное сопротивление, предел текучести и предел длительной прочности [82,83]. При этом, не учитываются изменения механических свойств под действием облучения, данное снижение характеристик материала (в том числе сопротивления хрупкому разрушению) учитывают при проведении соответствующих расчетов на последующих стадиях.

При выполнении расчета по выбору основных размеров расчетными нагрузками являются:

- Расчетное давление – максимальное избыточное давление в оборудовании, используемое при расчете по выбору основных размеров, при котором допускается работа данного оборудования при режимах нормальных условий эксплуатации (НУЭ) [83].

- Расчетная температура – температура стенки оборудования, равная максимальному среднеарифметическому значению температур на его наружной и внутренней поверхностях в одном сечении при режиме НУЭ [83].

Согласно [83], номинальные допускаемые напряжения для элементов с расчетной температурной, равной T_t (для низколегированных сталей составляет 350°C [84]) или ниже ее, рассчитывают по пределу текучести и временному сопротивлению. Учитывая, что температура эксплуатации КР ВВЭР-СКД не менее 400°C , то оценку номинального допускаемого напряжения необходимо проводить с учетом предела текучести, временного сопротивления и предела длительной прочности. При этом, с учетом кратковременных и длительных характеристик кандидатных материалов и зависимостей приведенных в [83], определяющим может являться предел длительной прочности.

На первой стадии расчетной оценки, выполнение требований [83] позволяет в существенной мере обеспечить выполнение критериев статической прочности, которые проверяются на втором этапе при проведении более трудоемких и обширных поверочных расчетов [1]. Так, в поверочных расчетах на второй стадии проводят обоснования по одному из направлению, определяющий срок службы КР – сопротивление хрупкому разрушению [1].

Для КР особое внимание стоит уделять оценке сопротивления материала хрупкому разрушению, поскольку разрушение КР приводит к запроектной аварии.

Мерой охрупчивания материала является сдвиг критической температуры хрупкости в положительную сторону (ΔT_K). Однако сдвиг критической температуры хрупкости в процессе эксплуатации КР не должен превышать предельно допустимый сдвиг [85]. При проведении оценки сопротивления материала хрупкому разрушению используется температурная зависимость вязкости разрушения $K_{Jc}(T)$, которая представлена на схеме (см. рисунок 2.2) [13]. Для этого необходимо фиксировать положение кривой $K_{Jc}(T)$ в процессе эксплуатации.

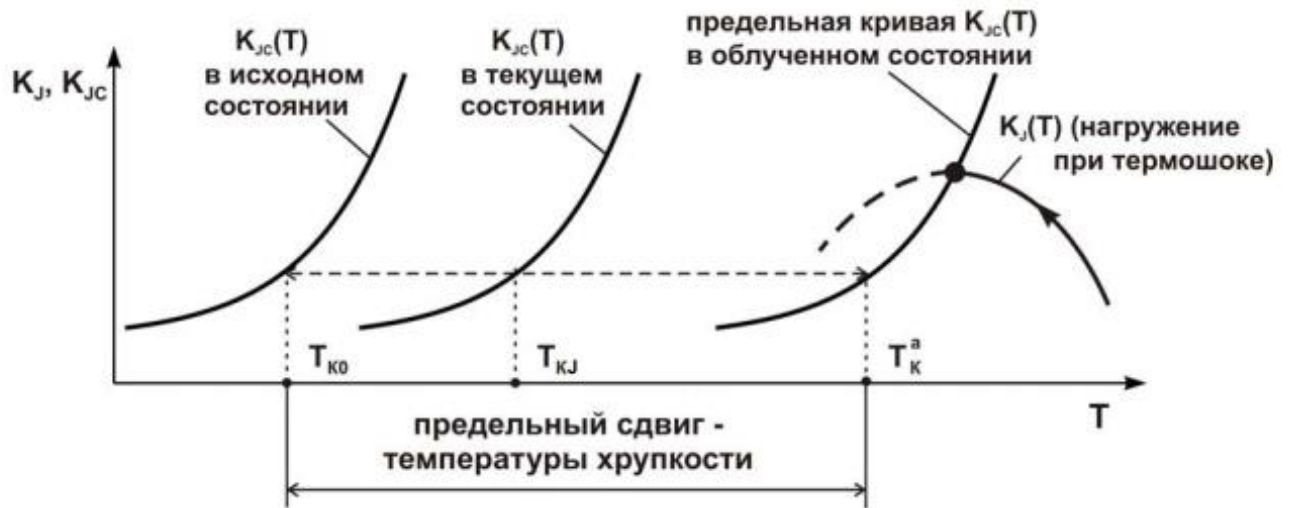


Рисунок 2.2 – Поведение кривой $K_{JC}(T)$ в процессе эксплуатации [13]

На рисунке 2.2 видно, как на практике применяемые материалы КР должны быть устойчивы к термошоку, в случае залива холодной воды (температурой до 20°C) в корпус при штатной проектной аварии.

Специфичность расчетного обоснования состоит в том, что при оценке целостности КР необходимо учитывать нагрузки, приводящие к термошоку, который характеризуется быстрым охлаждением первого контура при высоком давлении в системе.

Для анализа термошока необходимо учитывать теплогидравлические расчеты, расчеты флюенса нейтронов и температурных полей, а также выбрать и классифицировать исходные события, приводящие к термошоку.

Таким образом, необходимо применение комплексного подхода для обоснованной оценки КР по критерию сопротивления хрупкому разрушению.

Для оценки материала КР на сопротивление хрупкому разрушению на стадии проектирования РУ типа ВВЭР известны следующие Российские методики:

1. ПНАЭ Г-7-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» [82];
2. РД ЭО 1.1.2.99.0920-2014 «Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов водо-водяных энергетических реакторов на стадии проектирования. Методика» [86];
3. ГОСТ Р 59115.14-2021 «Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпуса водо-водяного энергетического реактора» [85].

Общий подход вышеуказанных методик состоит в том, что для обеспечения сопротивления материала КР хрупкому разрушению во всех проектных режимах работы РУ не допускается нестабильное развитие постулируемых дефектов (трещины), которые располагаются в самом неблагоприятном месте конструкции, а именно с максимально воздействующими напряжениями и наибольшей степенью деградации материала в процессе эксплуатации [82,85,86].

Оценку КР на сопротивление хрупкому разрушению выполняют для следующих режимов [82,85,86]: НУЭ, нарушение нормальных условий эксплуатации (ННУЭ), аварийные ситуации (АС). Указанные режимы относят к трем группам, в зависимости от которой назначаются коэффициенты запаса. Самый высокий коэффициент запаса для НУЭ, а самый низкий для АС.

При расчете на сопротивление хрупкому разрушению выполняется анализ поведения расчетной трещины, размер, форма и местоположение которой определяется в соответствии с методиками [82,85,86].

Основными характеристиками материала, используемые в расчете по методике ПНАЭ Г-7-002-86 [82], являются критический коэффициент интенсивности напряжений K_{Ic} и критическая температура хрупкости T_K .

Деградация свойств материалов КР в процессе эксплуатации определяется как T_K и заключается в аддитивном влиянии сдвигов критической температуры хрупкости из-за циклической повреждаемости ΔT_N , нейтронного облучения ΔT_F и температурного старения ΔT_T относительно исходной критической температуры хрупкости T_{K0} по формуле [82]:

$$T_K = T_{K0} + \Delta T_T + \Delta T_N + \Delta T_F. \quad (2.2)$$

где T_{K0} - критическая температура хрупкости материала в исходном состоянии,

ΔT_T - сдвиг критической температуры хрупкости вследствие температурного старения,

ΔT_N - сдвиг критической температуры хрупкости вследствие циклической повреждаемости,

ΔT_F - сдвиг критической температуры хрупкости вследствие влияния нейтронного облучения.

В соответствии с [82] сопротивление хрупкому разрушению КР считают обеспеченным, если для выбранного расчетного дефекта в виде трещины в рассматриваемом режиме эксплуатации выполняется условие:

$$K_I \leq [K_I]_i, \quad (2.3)$$

где K_I - коэффициент интенсивности напряжений,

$[K_I]_i$ - допускаемое значение коэффициента интенсивности напряжений для режимов НУЭ, ННУЭ и АС соответственно.

В качестве постулируемых дефектов в соответствии с [82] рассматриваются поверхностные полуэллиптические трещины с соотношением полуосей $a/c = 2/3$ и глубиной a до $1/4$ толщины КР. В глубину расчетной трещины наплавка не включается.

Для КР из сталей 15Х2МФА и 15Х2МФА-А температурная зависимость K_{IC} при аварийной ситуации имеет вид [82]:

$$[K_I]_3 = 35 + 45 \cdot \exp[0,02(T - T_K)] \quad (2.4)$$

Для КР из сталей 15Х2НМФА и 15Х2НМФА-А температурная зависимость K_{IC} при аварийной ситуации имеет вид [82]:

$$[K_I]_3 = 74 + 11 \cdot \exp[3,85 \cdot 10^{-2}(T - T_K)] \quad (2.5)$$

В определенный момент методика [82] уже не соответствовала современным подходам к проведению расчетов на сопротивление хрупкому разрушению, и не могла быть использована в ряде проектах ВВЭР, проектируемых на большой срок службы и повышенные эксплуатационные параметры и требования. В связи с этим появилась необходимость разработки новой методики РД ЭО 1.1.2.99.0920-2014 [86].

Ранее в [82] подходы к расчету на сопротивление хрупкому разрушению базировались на ряде допущений, в частности, на том, что значение вязкости разрушения не зависит от размеров дефекта, форма кривой температурной зависимости вязкости разрушения не зависит от степени охрупчивания материала, условие прочности не зависит от распределения коэффициента интенсивности напряжений по криволинейной (угловой) координате фронта трещины.

В [86] применена схематизация расчетного дефекта с учетом толщины антикоррозионной наплавки и результатов неразрушающего контроля КР, определена методика назначения размера контура интегрирования J-интеграла для расчета КР на сопротивление хрупкому разрушению при аварийном расхолаживании. Кроме того, в расчетной зависимости

вязкости разрушения введены коэффициенты, учитывающие влияние коротких трещин и двухосного нагружения.

В [86] реализован интегральный подход, в соответствии с которым условие хрупкой прочности формулируется с учетом стохастической природы хрупкого разрушения (длины фронта трещины) и неоднородного распределения коэффициента интенсивности напряжений (КИН) вдоль фронта трещины, что типично для условий нагружения КР. Кроме того, интегральный подход позволяет снять консерватизм при распределении флюенса быстрых нейтронов по фронту трещины.

В соответствии с [86] в качестве расчетного дефекта рассматриваются плоские поверхностные и поднаплавочные полуэллиптические трещины.

Для КР с наплавкой возможны два варианта выбора постулируемых дефектов. На внутренней поверхности КР, в зависимости от наличия и результатов контроля состояния металла антикоррозионной наплавки, постулируются поверхностные полуэллиптические трещины, проходящие через наплавку, или поднаплавочные полуэллиптические трещины. Для современных КР в процессе эксплуатации и при изготовлении предусмотрено проведение неразрушающими методами контроля состояния металла антикоррозионной наплавки. В соответствии с [86] в качестве постулируемых дефектов рассматриваются поднаплавочные полуэллиптические трещины с начальной глубиной $a_0=0,07 \cdot S$ (где S – толщина стенки КР), но не более 15 мм, с соотношением полуосей $a_0/c_0=1/3$. Трещины постулируются в основном металле, а контур трещины, ближайший к наплавке, находится на границе раздела основного металла и антикоррозионной наплавки. На рисунке 2.3 схематически показаны местоположения постулируемых в стенке КР осевых дефектов в виде поднаплавочных полуэллиптических трещин [86].

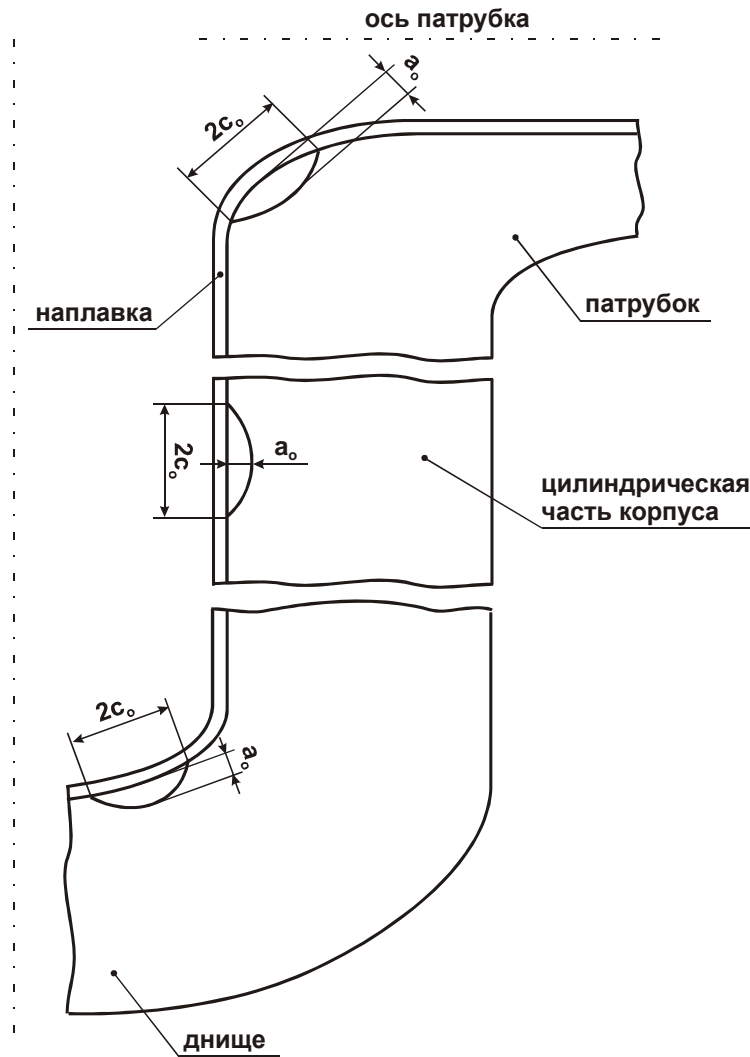


Рисунок 2.3 – Расположение постулируемых осевых поднаплавочных трещин в КР [86]

В рассматриваемой методике для новых реакторов типа ВВЭР предусмотрено условие, по которому значение критической температуры хрупкости в течение всего проектного срока службы КР должно быть $T_K \leq 30^\circ\text{C}$ [86]. При этом значение T_K рассчитывается по формуле [86]:

$$T_K = T_{K0} + \Delta T_K, \quad (2.6)$$

где T_{K0} - критическая температура хрупкости материала в исходном состоянии,

ΔT_K - сдвиг критической температуры хрупкости, учитывающий как термическое старение, так и нейтронное облучение.

По методике [86] условие прочности для фронта трещины записывается в следующем виде:

$$K_I \leq [K_{Ii}] \quad (2.7)$$

где $[K_{Ii}] = K_C/n_i$ - допускаемое значение коэффициента интенсивности напряжений,
 n_i - коэффициент запаса в зависимости от режимов НУЭ, ННУЭ и АС соответственно.

Методика [86] регламентирует определение вязкости разрушения методом «Единой кривой» (Unified Curve).

В качестве исходной информации по вязкости разрушения используется зависимость \bar{K}_{JC} по следующей формуле:

$$\bar{K}_{JC}(T) = k \cdot \left[K_{JC}^{shelf} - K_{min} + \Omega \cdot \left(1 + \operatorname{th} \left(\frac{T-130}{105} \right) \right) \right] + K_{min}, \quad (2.8)$$

где $k=0,33$;

$$K_{JC}^{shelf} = 26 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2};$$

$$K_{min} = 20 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2};$$

Ω – параметр материала, контролирующий степень охрупчивания, $\text{МПа} \cdot \text{м}^{-2}$.

Зависимость $\bar{K}_{JC}(T)$ (2.8) отвечает длине фронта трещины $\bar{B}=150$ мм и вероятности хрупкого разрушения $P_f=0,05$. Метод «Unified Curve» позволяет учитывать изменение формы кривой $\bar{K}_{JC}(T)$ в зависимости от степени охрупчивания материала.

Дозовременная зависимость параметра $\Omega(F,t)$ для элементов облучаемой части КР согласно [86] описывается формулой:

$$\Omega = (\Omega_0 - \Omega_{min}) \cdot \exp \left(- \frac{2}{105} \cdot \Delta T_k \right) + \Omega_{min}, \quad (2.9)$$

где Ω_0 – параметр материала, характеризующий температурную зависимость вязкости разрушения материала в исходном состоянии, $\text{МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$;

$$\Omega_{min} = 37 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}.$$

Параметр Ω_0 в (2.9) рассчитывается следующим образом:

$$\Omega_0 = \frac{74}{1 + \operatorname{th}\left(\frac{T_{k0} - 168}{105}\right)} \quad (2.10)$$

На основе зависимости \bar{K}_{JC} (2.8) определяется расчетная зависимость вязкости разрушения:

$$K_C = \omega \cdot \omega_b \cdot \left(\left(\frac{\bar{B}}{B} \right)^{1/4} \cdot (\bar{K}_{JC} - K_{\min}) + K_{\min} \right), \quad (2.11)$$

где $B = 2 \cdot c \sqrt{1 + 4,6 \left(\frac{a}{2 \cdot c} \right)^{1,65}}$ – протяженность фронта полуэллиптической трещины,

расположенного в основном металле, мм;

ω, ω_b – коэффициенты, учитывающие влияние эффекта коротких трещин и двухосного нагружения на вязкость разрушения, соответственно;

$\bar{B} = 150$ мм – референсная длина фронта трещины;

$K_{\min} = 20$ МПа·м^{1/2} – минимально возможное значение вязкости разрушения.

Позже, в соответствии с новыми подходами к расчету КР на сопротивление хрупкому разрушению, основанными на современном уровне науки и техники была разработана методика ГОСТ Р 59115.14-2021 [85].

Методика [85] определяет требования к выполнению расчета на сопротивление хрупкому разрушению КР ВВЭР, изготовленных из корпусных сталей ферритного класса для строящихся и проектируемых, а также уже находящихся в эксплуатации РУ (ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ).

В соответствии с [85] в качестве расчетного дефекта рассматриваются плоские поверхностные и поднаплавочные полуэллиптические и четвертьэллиптические трещины, ориентированные в одном из двух направлений.

В методике [85] в качестве постулируемых дефектов рассматриваются такие же поднаплавочные полуэллиптические трещины, что и в [86], а именно с начальной глубиной $a_0 = 0,07 \cdot S$ (где S – толщина стенки КР), но не более 15 мм, с соотношением полуосей $a_0/c_0 = 1/3$.

В соответствии с [85] условие прочности для фронта трещины записываются в следующем виде:

$$K_J \leq [K_J]_i, \quad (2.12)$$

где $[K_J]_i = K_C / n_i$ - допускаемое значение коэффициента интенсивности напряжений,

n_i - коэффициент запаса в зависимости от режимов НУЭ, ННУЭ и АС соответственно.

Методика [85] регламентирует определение вязкости разрушения методом «Модернизированной Единой кривой» (Advanced Unified Curve), который позволяет получать адекватный прогноз $\bar{K}_{JC}(T)$ для материала с любой степенью охрупчивания.

Для проектируемых РУ ВВЭР температурная зависимость вязкости разрушения $\bar{K}_{JC}(T)$ согласно [85] рассчитывается по следующей формуле:

$$\bar{K}_{JC}(T) = 0,52 \cdot \left[K_{JC}^{shelf} - K_{min} + \Omega \cdot a_1 \cdot \left(1 + th \left(\frac{T - a_2}{a_3} \right) \right) \right] + K_{min}, \quad (2.13)$$

где параметр $a_1 = 1$, параметр $a_2 = 130^\circ\text{C}$, параметр $a_3 = 105^\circ\text{C}$ при $T < 130^\circ\text{C}$;

параметр $a_1 = 1,99$, параметр $a_2 = 216^\circ\text{C}$, параметр $a_3 = 157^\circ\text{C}$ при $T \geq 130^\circ\text{C}$;

$$K_{JC}^{shelf} = 30 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2};$$

$$K_{min} = 20 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}.$$

Зависимость (2.13) $\bar{K}_{JC}(T)$ отвечает длине фронта трещины $\bar{B} = 25$ мм и вероятности хрупкого разрушения $P_f = 0,05$.

Параметр материала Ω , характеризующий температурную зависимость разрушение материала в текущем состоянии вычисляется по формуле в соответствии с [85]:

$$\Omega = \frac{70}{a_1 \cdot \left(1 + th \left(\frac{T_{100} - a_2}{a_3} \right) \right)}, \quad (2.14)$$

где параметр $a_1 = 1$, параметр $a_2 = 130^\circ\text{C}$, параметр $a_3 = 105^\circ\text{C}$ при $T_{100} < 130^\circ\text{C}$;

параметр $a_1 = 1,99$, параметр $a_2 = 216^\circ\text{C}$, параметр $a_3 = 157^\circ\text{C}$ при $T_{100} \geq 130^\circ\text{C}$.

Расчет T_{100} проводится по формулам в соответствии с [85]:

$$T_{100} = T_{100}^{start} + \Delta T_k, \quad (2.15)$$

где T_{100}^{start} - значение T_{100} в исходном состоянии.

На основе зависимости \bar{K}_{JC} (2.13) определяется расчетная зависимость вязкости разрушения [85]:

$$K_C = \omega \cdot \omega_b \cdot \left(\left(\frac{\bar{B}}{B} \right)^{1/4} \cdot (\bar{K}_{JC} - K_{min}) + K_{min} \right). \quad (2.16)$$

где $B = 2 \cdot c \cdot \sqrt{1 + 4,6 \left(\frac{a}{2 \cdot c} \right)^{1,65}}$ – протяженность фронта полуэллиптической трещины,

расположенного в основном металле, мм;

ω, ω_b – коэффициенты, учитывающие влияние эффекта коротких трещин и двухосного нагружения на вязкость разрушения, соответственно;

$\bar{B} = 25$ мм – референсная длина фронта трещины;

$K_{min} = 20$ МПа·м^{1/2} – минимально возможное значение вязкости разрушения.

При расчете по формуле (2.16), если $B > 200$ мм, то принимают $B = 200$ мм [85].

В рассмотренных выше методиках для расчета сопротивления хрупкому разрушению КР приводятся расчетные зависимости в типичных условиях эксплуатации ВВЭР, а именно при температуре облучения не превышающая 310°C и при флюенсе нейтронов [85,86]:

- для стали 15X2МФА-А мод.А при $F \leq 3 \cdot 10^{24}$ м⁻²;
- для стали 15X2НМФА класс 1 при $F \leq 6,4 \cdot 10^{23}$ м⁻².

В представленной работе для предварительной расчетно-экспериментальной оценки по критерию сопротивления хрупкому разрушению КР, изготовленного из кандидатных материалов и возможности эксплуатации в условиях ВВЭР-СКД с некоторыми допущениями была использована более современная методика, а именно ГОСТ Р 59115.14-2021 [85].

2.3 Заключение по Главе 2

Для сравнительного анализа и возможности выбора кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД на основе исследований радиационно-индуцированной структуры и механизмов радиационного охрупчивания при разных температурах облучения использовался комплекс экспериментальных результатов механических испытаний и разнообразных аналитических высокоразрешающих методов.

Для проведения сравнительных расчетно-экспериментальных оценок на прочность (с целью определения необходимой толщины стенки удлиненной обечайки АЗ КР) и сопротивлению хрупкому разрушению КР, изготовленного из кандидатных материалов были выбраны соответствующие расчетные методики, позволяющие предварительно оценить возможность использования кандидатных материалов в условиях ВВЭР-СКД.

ГЛАВА 3. СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ОСОБЕННОСТЕЙ ДЕГРАДАЦИИ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ СУЩЕСТВУЮЩИХ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ ВВЭР СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОСИТЕЛЯ

3.1 Стали корпусов реакторов

Для первого поколения РУ (ВВЭР-440) в качестве материала КР использовались, разработанные в ЦНИИ КМ «Прометей», стали с категорией прочности КП-40 композиции Cr-Mo-V марок 15X2МФА, 15X2МФА-А.

Данные стали изначально разрабатывались для первых энергетических реакторов в СССР, при разработке которых требовалось, чтобы они могли обеспечивать стабильность свойств при тепловых воздействиях (при температуре эксплуатации и более высоких температурах) и высокую прочность.

С помощью проведения закалки сталей композиции Cr-Mo-V, используемых для изготовления КР первых поколений ВВЭР, смогли обеспечить прокаливаемость на всю толщину заготовки. Также с помощью применения соответствующей термообработки удалось повысить структуру стали за счет карбидных фаз, которые являются термодинамически устойчивы при температурах эксплуатации. В этом случае карбидная фаза является дисперсной и равномерно распределенной по телу зерна в структуре бейнита.

Первичные испытания образцов, изготовленных из опытных партий стали марки 15X2МФА и ее сварных швов, проведенные в исследовательских реакторах, показали радиационную стойкость стали. Однако последующий опыт эксплуатации образцов-свидетелей, подвергавшихся воздействию реальных температур и нейтронного облучения в эксплуатационных условиях ВВЭР, показал, что сталь из промышленных плавов, а в особенности, металла шва обладают более низкой радиационной стойкостью. При этом, реализованный комплекс исследований корпусных сталей марки 15X2МФА первого поколения ВВЭР позволил установить и показать отрицательное влияние на радиационную стойкость металла содержания вредных примесей (меди и фосфора), что потребовало выполнить существенную модернизацию металлургического оборудования и улучшить технологию производства.

Корпусные стали марок 15X2МФА, 15X2МФА-А являются достаточно стойкими к тепловому и радиационному охрупчиванию в процессе эксплуатации КР среди такого же класса

зарубежных и отечественных сталей [1]. Однако в случае реакторов типа ВВЭР-1000 с большой мощностью применение данных сталей для большего диаметра КР и большей толщины стенки ограничивалось в связи с недостаточным уровнем прочности и прокаливаемости [1].

Для реализации проекта большей мощности ВВЭР-1000, при реализации КР с увеличенными габаритными размерами соответственно потребовалось увлечение массы и размеров заготовок, а также увеличение до КП-45 прочностных характеристик стали.

Так, специалистами ведущих организаций (АО «НПО «ЦНИИТМАШ», ЦНИИ КМ «Прометей», ОАО «Ижорского завода») для КР ВВЭР-1000 были разработаны стали композиции Cr-Ni-Mo-V марок 15X2НМФА, 15X2НМФА-А. Данные стали по сравнению со сталями марок 15X2МФА, 15X2МФА-А в толщинах до 650 мм и более обладали высокой прокаливаемостью заготовок, высоким уровнем вязкости разрушения и прочностных свойств [1]. Также новые корпусные стали отличались от сталей, разработанных для корпусов первых ВВЭР, повышенным содержанием никеля и пониженным содержанием ванадия и углерода.

За счет выполнения модернизации металлургического оборудования и усовершенствования технологического производства в металле поковках удалось добиться проведения термической обработки на крупногабаритных заготовках и достичь уменьшения содержания вредных примесей. Так, для изготовления обечаек КР ВВЭР-1000, подверженных наиболее интенсивному радиационному воздействию, применялась сталь марки 15X2НМФА-А с достаточно малым содержанием меди, фосфора и серы. Также согласно разработанным техническим условиям на поставку сталь марки 15X2НМФА-А имела верхнее ограничение по содержанию никеля (до 1,5 масс.%).

Однако при содержании никеля ~1,5 масс.% сталь марки 15X2НМФА-А уступает стали 15X2МФА-А по чувствительности к тепловому охрупчиванию [1]. Как показали экспериментальные данные, радиационная стойкость данных сталей существенно зависит от содержания вредных примесей, в первую очередь, таких, как медь и фосфор, а также от содержания Ni [87–89].

В одних из первых исследованиях корпусной стали 15X2НМФА-А было установлено отрицательное влияние никеля с содержанием ($\geq 1,35$ масс.%) на радиационную стойкость сталей [47,58], поэтому для изготавливаемых с 2000 года КР проекта ВВЭР-1000, в стали марки 15X2НМФА-А используемой для обечаек активной зоны (где металл подвергается наиболее интенсивному облучению) максимальное содержание никеля было снижено с 1,5 до 1,3 масс.% [1].

Помимо этого, с целью повышения термической и радиационной стойкости стали 15X2НМФА-А, было снижено содержание некоторых примесных элементов: по меди (до 0,08 масс.%), по фосфору (до 0,012 масс.%). После описанного выше уменьшения в стали марки 15X2НМФА-А содержания никеля, меди и фосфора, указанный материал начал обозначаться в виде стали марки 15X2НМФА класс 1 и дальше использоваться для облучаемых частей КР ВВЭР-1200 поколения III+. По показателю радиационной стойкости сталь марки 15X2НМФА класс 1 соответствует лучшим зарубежным корпусным сталям, однако, указанное в ней содержание никеля при длительной эксплуатации приводит к некоторой чувствительности к радиационному охрупчиванию.

Для возможности обеспечения проектного срока эксплуатации до 60 лет и более для КР ВВЭР-ТОИ поколения III+ были разработаны две модификации стали марки 15X2МФА-А [13,80,90,91]:

- для облучаемых частей КР - 15X2МФА-А мод.А с содержанием никеля (0,2-0,4) масс.%;
- для необлучаемых частей КР - 15X2МФА-А мод.Б с содержанием никеля (0,6-0,8) масс.%

Мера, направленная на уменьшение содержания никеля в сталях, применяемых в КР ВВЭР-ТОИ позволила обеспечить термическую и радиационную стойкость применяемой стали при заданном сроке службы, а также способствовала достижению категории прочности до КП-45 [70,71].

Разработка сталей 15X2НМФА, 15X2НМФА-А, 15X2НМФА класс 1 и опыт изготовления из них КР ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 в промышленном производстве был применен при производстве крупных заготовок из стали марки 15X2МФА-А мод.А из которой была впервые изготовлена удлиненная обечайка КР ВВЭР-ТОИ с выведенным сварным швом за пределы активной зоны. При этом были использованы знания по уменьшения содержания вредных примесей в сталях и оптимизации некоторых технологических операций для крупногабаритных заготовок.

Для первых поколений КР PWR применялись феррито-перлитные материалы из композиции С-Mn марок А-212 Grade В (листы), А-105 (поковки) и композиции С-Mn-Ni марки А-350-82 [11]. Они отличались хорошей свариваемостью, но при этом их недостатком стала достаточно низкие характеристики вязкости и прочности в заготовках с большим сечением, в связи с этим в последующих проектах они были заменены на более прочную сталь композиции Mn-Mo марки А-302В. Эта сталь отличалась от стали А212 Grade В тем, что в ней было уменьшено содержание углерода, повышено содержание марганца и дополнительно введен

молибден в количестве 0,5 масс.% [11]. Сталь А-302В применялась после соответствующих термических обработок, имея по всему сечению заготовок отпущенную мартенситно-бейнитную или отпущенного бейнита структуру [11]. В связи с необходимостью повышения мощности разрабатываемых РУ потребовалось увеличение размеров КР и толщины стенки, что соответственно привело к потребности применения сталей с высокой прокаливаемостью. Так, была разработана и применена модифицированная сталь А-302В ((0,4-1,0) масс.% Ni), а далее уже на ее основе применялись стали А-533В ((0,4 - 0,7) масс.% Ni) и А-533С ((0,7 - 1,0) масс.% Ni) [11]. Сталь А-533В и ее аналог 20MnMoNi55 стали широко применять для листов КР PWR. Для поковок наблюдалась схожая тенденция изменения состава сталей, что и с листами. Так при изготовлении первых реакторов применялись поковки из сталей А-105 и А-182, которые впоследствии были заменены сталями А-350-82 и модифицированной А-336, содержащие никель [11]. Сталь А-508 class 2 (аналог стали А-336) обладает схожей прокаливаемостью, что и сталь А-533В [11]. Данную сталь и ее аналог 22NiMoCr37 широко применялась для производства поковок КР PWR [11].

В США для изготовления КР используются композиции Mn-Ni-Mo стали марок А-533В кл. 1, кл. 2 и А-508 кл. 2, кл. 3, в Германии и Японии – их аналоги 22NiMoCr37, 20MnMoNi56 [1].

Указанные выше стали применяются в толщинах до 305 мм. Стали типа А-533В кл. 2 близки по механическим свойствам к отечественным сталям 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А, 15Х2НМФА класс 1. Однако отечественные стали, обладают более высокой прокаливаемостью, обеспечивая необходимые механические свойства в достаточно больших толщинах [1].

Стали типа А-508 кл. 2, кл. 3 обладают более низким уровнем прочностных и пластических характеристик, чем отечественные стали марок 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А, 15Х2НМФА класс 1 [1].

Характеристику критическая температура хрупкости (T_{K0}) сталей марок А-533В кл. 1, кл. 2 и А-508 кл. 2, кл. 3, в последнее время удается понижать за счет повышения и совершенствования качества металлургических заготовок и составляет не выше минус 35°C [1], в то время как для наших отечественные корпусных сталей марок 15Х2НМФА-А и 15Х2НМФА класс 1 критическая температура хрупкости составляет не выше минус 45°C.

Таким образом, характеристики критической температуры хрупкости зарубежных сталей практически сопоставимы с отечественными сталями, что удалось достичь за счет практически полного удаления вредных примесей (серы и фосфора), придания сталям мелкозернистой структуры, за счет обеспечения устойчивого соотношения растворенного

азота к алюминию $\geq 0,5$, позволяющего получить мелкодисперсное равномерное распределение частиц, которые тормозят рост зерна [1].

Проведя сравнение рассматриваемых сталей по техническим характеристикам видно, что отечественные стали для корпусов ВВЭР и зарубежные корпусные стали для PWR находятся на сопоставимом уровне, но все же наши стали превосходят по характеристикам пластичности и прочностным свойствам [1].

В работе [50] показано, что в разрабатываемых проектах ВВЭР-СКД с повышенным теплоносителем и давлением теплоносителя в качестве кандидатных материалов КР предполагается использование сталей с повышенным содержанием никеля в пределах (3,5–5) масс.%. Данный класс сталей может обеспечить оптимальное сочетание прочностных, вязко – пластических свойств и структурной стабильности. Столь значительное повышение концентрации никеля обусловлено тем, что необходимое повышение категории прочности стали КР при использовании теплоносителя сверхкритических параметров, а при меньшей концентрации никеля относительно указанного предела не приведет к значимому изменению механических характеристик, а вызовет только не стабильность структуры стали [50].

Для реактора СКД CSR-1000, разрабатываемого в Китае, в качестве материала для изготовления корпуса предполагается использовать сталь 508 Grade 3 [47].

В работе [57] указывается, что для изготовления КР SCWR предполагается использовать традиционные для PWR стали SA-533 Class 1 или SA-508 Grade 3. При этом отмечается, что при использовании традиционных корпусных сталей для PWR, важно обеспечить требуемые свойства по всей толщине стенки КР SCWR, которая превосходит толщину стенки существующих реакторов. Данное ограничение связывают с отсутствием инструментальной и технологической базами изготовления поковок.

В то же время в работе [47] говорится о возможности уменьшить толщину стенки реактора при использовании перспективных высокопрочных сталей A508 Grade 4N Class 1 и разрабатываемой 3Cr-3W-V. Однако в работе [50] установлено, что в ходе испытаний образцов из сталей лабораторной выплавки системы легирования 3Cr-3W-0,25V они не обладают требуемыми прочностными и вязко-пластическими свойствами.

В работах [92,93] в качестве корпусной стали перспективных зарубежных реакторов рассматривается сталь SA508 Gr.4N с содержащая никеля около 4 масс.%.

Все рассматриваемые выше отечественные и зарубежные корпусные материалы являются сталями с о.ц.к.-решеткой. Стали с данным типом решетки были выбраны, поскольку они обладают необходимыми высокими прочностными свойствами, а также имеют достаточно высокий уровень вязко-пластических свойств.

Прочностные свойства сталей с о.ц.к.-решеткой в 2-3 раза выше, чем у аустенитных сталей с г.ц.к.-решеткой, что позволяет обеспечивать толщину стенки КР в 2-3 раза меньше и соответственно является дополнительным обстоятельством в пользу выбора этих материалов.

Отличительной особенностью сталей КР ВВЭР как материалов с о.ц.к.-решеткой, является наличие температурного вязко-хрупкого перехода, т.е. переход от вязкого к хрупкому характеру разрушения в определенном температурном интервале, в котором определяется, так называемая, критическая температура хрупкости (T_K). Под воздействием эксплуатационных факторов (для типичных ВВЭР - рабочей температуры КР $\sim 300^\circ\text{C}$ и облучения быстрыми нейтронами ($E \geq 0,5 \text{ МэВ}$)) происходит деградация структуры сталей КР ВВЭР, приводящей к сдвигу T_K в область более высоких температур, что может привести к хрупкому разрушению КР с выходом активности в случае проектной аварии с заливом холодной воды [94]. В этих сталях наблюдается явление обратимой отпускной хрупкости, т.е. сегрегирование примесных и некоторых легирующих элементов к границам зерен. С учетом ускорения диффузионных процессов зернограничного сегрегирования за счет радиационно-стимулированной диффузии с образованием большого количества радиационных дефектов (дислокационных петель) процессы образования зернограничных сегрегаций, способствующих снижению когезивной прочности границ зерен в условиях облучения, процессы, связанные с явлением отпускной хрупкости усиливаются [77,80,95]. Кроме того, структурные превращения в сталях состоят в выделении радиационно-индуцированных наноразмерных преципитатов на основе Cu или Ni-Mn-Si и образовании радиационных дефектов – дислокационных петель с плотностью тех и других тем большей, чем больше флюенс быстрых нейтронов. Это приводит к увеличению прочностных характеристик сталей (в частности, повышению предела текучести) [79,96–101].

Таким образом, радиационное охрупчивание сталей с о.ц.к.-решеткой обусловлено действием двух механизмов, приводящего к сдвигу критической температуры хрупкости в область более высоких температур. Это упрочняющий, вызванный повышением предела текучести за счет образования радиационно-индуцированных преципитатов и радиационных дефектов [71,72], а также неупрочняющий, обусловленный зернограничным сегрегированием и зернограничным охрупчиванием сталей [56,59,72] (см. рисунок 1.3).

Понимание механизмов радиационного охрупчивания сталей КР, связанных с эволюцией их микроструктуры под воздействием эксплуатационных факторов, позволяет прогнозировать характер поведения материалов при их длительной эксплуатации [51].

3.2 Требования, предъявляемые к сталям корпуса реактора ВВЭР-СКД

При создании ВВЭР следующих поколений, а именно ВВЭР-СКД, необходимо учитывать и использовать ранее накопленные знания, большой опыт эксплуатации реакторов поколений (I – III+), а также понимать физические механизмы радиационного воздействия на материал КР в новых условиях эксплуатации.

Для выбора материала КР ВЭР-СКД необходимо максимально использовать опыт, приобретенный ранее при изготовлении, строительстве и эксплуатации КР ВВЭР докритического давления.

Большинство разрабатываемых концепций реакторов СКД близки по конструкции к корпусным реакторам предыдущих поколений с водой под давлением и в какой-то мере используют их опыт эксплуатации, поэтому стоит учитывать особенности уже используемых материалов КР типа ВВЭР и оценить их пределы применимости.

Важным критерием при выборе конструкционных материалов КР является требование референтности, т.е. опыта применения материалов в условиях нейтронного облучения и рабочих температур, приближающихся к эксплуатационным условиям ВВЭР-СКД.

Как отмечалось ранее, одной из особенностью рассматриваемых условий эксплуатации материалов КР ВВЭР-СКД является более высокая, по сравнению с типичными реакторами ВВЭР, рабочая температура теплоносителя $\sim 400^{\circ}\text{C}$ (соответственно температура КР) и повышенного давления (≥ 25 МПа). [50,102].

Учитывая указанные отличительные особенности условий эксплуатации ВВЭР-СКД при выборе кандидатных материалов КР необходимо учитывать прочностные, вязко-пластические характеристики и характеристики длительной прочности, а также протекающие фазовые превращения при повышенных температурах. Исходя из этого, в качестве кандидатных материалов КР, применительно к условиям ВВЭР-СКД, предложены три современные отечественные стали, демонстрирующие как оптимальный комплекс эксплуатационных характеристик в условиях работы традиционных ВВЭР - 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1, так и разрабатываемая сталь 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности.

3.2.1 Влияние повышенной температуры

Температура облучения оказывает заметное влияние на протекание в стали процессов, реализующих перечисленные механизмы охрупчивания, и может изменить соотношение между ними.

Область температур облучения ($T_{\text{обл.}}$) зависит от температуры плавления ($T_{\text{пл.}}$) и характеризуется специфическими особенностями эволюции микроструктуры и образования радиационных дефектов. Высокотемпературное облучение – температурная область облучения, при которой наблюдается ускорение миграции дефектов кристаллической решетки, увеличивает вероятность их частичной рекомбинации друг с другом, что приведет к снижению интенсивности радиационного повреждения. Это должно обусловить снижение плотности радиационно-индуцированных дефектов, вносящих значительный вклад в радиационное упрочнение при температуре эксплуатации КР ВВЭР, а следовательно, радиационного охрупчивания с ростом температуры облучения [59]. При этом должна уменьшиться не только плотность радиационных дефектов вплоть до их отсутствия, но также возможно и снижение плотности образующихся на них, как на зародышах радиационно-индуцированных преципитатов [59].

Кроме того при повышенной температуре облучения корпусной стали наблюдается ускорение диффузии примесных элементов [59]. Это должно обуславливать ускорение темпа накопления зернограничных и внутризеренных сегрегаций примесей в металле. Кроме того, увеличение подвижности атомов твердого раствора при увеличении рабочей температуры может привести к изменению размеров и плотности исходных упрочняющих фаз (карбидных), которые при более низких температурах облучения остаются стабильными [103].

Как показано в [59] после облучения до флюенса $4,5 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$ стали 15X2НМФА класс 1 при 400°C , в ней не обнаружено радиационно-индуцированных преципитатов и радиационных дефектов, однако, происходит увеличение плотности карбонитридов по сравнению с исходным состоянием и увеличивается уровень зернограничных сегрегаций и, соответственно, доля хрупкого межзеренного разрушения.

Облучение стали 15X2МФА-А мод.А при температуре 400°C не проводили, однако не следует ожидать для этой стали существенного отличия в фазовом составе по сравнению со сталью 15X2НМФА класс 1. При этом не стоит ожидать значимого повышения уровня зернограничных сегрегаций, поскольку даже при охрупчивающей термообработки в интервале температур $(500-470)^\circ\text{C}/2000\text{ч}$ хрупкое межзеренное разрушение отсутствовало (см. таблицу 3.3).

В [104] показано, что при облучении стали 10ХН5МФБА-А до флюенса $12,2 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$ при 400°C не обнаружено каких-либо изменений фазового состава, а также уровня зернограничной сегрегации (доли хрупкого межзеренного разрушения).

Однако эксплуатация КР ВВЭР-СКД происходит при температурах, вызывающих ползучесть материала (низкоуглеродистых сталей), что заставляет обратить внимание на

характеристики длительной прочности материала КР и учесть их при дальнейшем выборе кандидатных материалов. Данное требование подтверждается [83], согласно которому при температурах эксплуатации выше характерной температуры T_t становится необходимым определение характеристик длительной прочности материалов. Расчетно-экспериментальная предварительная оценка прочностных характеристик данных кандидатных сталей с учетом длительной прочности будет рассмотрена в Главе 4.

3.2.2 Влияние повышенного давления

Давление теплоносителя ВВЭР-СКД (≥ 25 МПа) сказывается на необходимости сталей достижения требуемой категории прочности (КП=65+) при повышенной рабочей температуры корпуса, длительном сроке эксплуатации более 60 лет, а также при необходимости и увеличения габаритных размеров корпуса (толщина стенки и соответственно диаметра), что требует применения соответствующих конструкционных материалов. Достижение всех этих параметров стало возможным за счет дополнительного легирования стали Ni [71]. В связи с этим АО «НПО «ЦНИИТМАШ» была разработана высокопрочная сталь 10ХН5МФБА-А для КР ВВЭР-СКД с повышенным содержанием Ni (4,9-5,6) масс. %.

Из-за более высокой температуры и давления теплоносителя ВВЭР-СКД, помимо прочности, для материалов КР необходимо обеспечить высокие: сопротивление хрупкому разрушению и стойкость против радиационного и термического охрупчивания, что свойственно для стали 10ХН5МФБА-А.

Также при изготовлении КР ВВЭР-СКД, помимо характеристик прочности требуется следующее: обеспечение достаточно высоких металлургических и технологических характеристик и достижения равномерности структуры и свойств стали по толщине стенки.

Прочность и трещиностойкость в исходном состоянии определяется зависимостью (3.1) как показано в [105]:

$$\sigma_T = \sigma_0 + \Delta\sigma_{т.р.} + \Delta\sigma_{д.у.} + \Delta\sigma_d + \Delta\sigma_r, \quad (3.1)$$

где компоненты прочности: σ_0 - напряжение трения решетки;

$\sigma_{т.р.}$ - твердорастворное упрочнение;

σ_r - структурное упрочнение от структурных границ;

σ_d - дисперсионное упрочнение от выделений вторых фаз;

$\sigma_{д.у.}$ - дислокационное упрочнение.

При этом основным вкладом упрочнения вносят:

$$\sigma_r \sim kD^{-1/2} - \text{структурное упрочнение от границ}$$

$$\Delta\sigma_d \sim \sqrt{\rho \cdot d} - \text{дисперсионное упрочнение от мелких фаз.}$$

Для достижения этих параметров необходимо формирование структуры с большим количеством субструктурных элементов малого размера, а также с высокой плотностью карбидных выделений [95].

Высокоугловые границы являются препятствиями для движения трещины, что проявляется в зависимости T_{K0} от размера субструктурных элементов (границ зерен, блоков, пакетов):

$$T_{K0} \sim \ln\left(\frac{D}{D_0}\right)$$

Также границы должны быть прочными, то есть чистыми от примесей (в частности Р), а сами зерна с малым количеством неметаллических включений. Отсюда вытекает требование формирования структуры с большим количеством высоко угловых границ (измельчения зерна) с высоким уровнем когезивной прочности (требование очистки от примесей).

3.3 Служебные характеристики кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД и механизмы их термического и радиационного охрупчивания

На основе анализа имеющихся литературных данных, приведенных выше, в качестве кандидатных материалов КР в условиях ВВЭР-СКД были выбраны традиционно применяемые корпусные стали типа 15Х2МФА (15Х2МФА мод.А - Ni (0,2-0,4) масс.%) и 15Х2НМФА (15Х2НМФА класс 1 - Ni (1,0-1,3) масс.%), а также разработанная АО «НПО «ЦНИИТМАШ» для этого реактора сталь 10ХН5МФБА-А (Ni (4,9-5,6) масс.%) с повышенной категорией прочности (КП 65+), которая относится к тому же классу сталей, что и традиционно применяемые стали.

Химический состав кандидатных материалов для КР ВВЭР-СКД приведен в таблице 3.1.

Таблица 3.1 - Химический состав кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД

Материал	C	Si	Mn	Cr	Карбидообразующие элементы		
					Mo	V	Nb
15X2MФА-А мод.А*	0,15-0,18	0,17-0,37	0,3-0,6	2,7-3,0	0,6-0,8	0,25-0,35	0,05
15X2НМФА класс 1**	0,13-0,18	0,17-0,37	0,3-0,6	1,8-2,3	0,5-0,7	0,10-0,12	-
10ХН5МФБА-А***	0,11-0,15	~0,1	~0,03	1,0-1,7	0,82-1,09		

Продолжение таблицы 3.1

Материал	Ni	S	P	Cu
		Не более		
15X2MФА-А мод.А*	0,2-0,4	0,007	0,007	0,07
15X2НМФА класс 1**	1,0-1,3	0,004	0,005	0,06
10ХН5МФБА-А***	4,9-5,6	0,003	0,005	0,02

* Химический состав стали 15X2MФА-А мод.А приведен в соответствии с ТУ 5.961-11060-2008

** Химический состав стали 15X2НМФА класс 1 приведен в соответствии с ТУ 0893-013-00212179-2003

*** Химический состав стали 10ХН5МФБА-А лабораторных плавок приведен в соответствии с [56,73,104,106].

Одной из особенностью рассматриваемых сталей является различное содержание Ni. Как известно, Ni необходим для обеспечения достаточного комплекса прочностных и вязко-пластических характеристик и повышения прокаливаемости стали, которая необходима при увеличении толщины стенки корпуса в реакторах повышенной мощности [71,95,104].

Отличительной особенностью стали 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности, по сравнению с традиционными материалами является значимое изменение ее химического состава: содержания Ni составляет (4,9-5,6) масс.%; содержание Mn в 2-3 раза ниже, чем в традиционных сталях при пониженном содержании Si; и гораздо меньшим содержанием примесного элемента P, являющимся основным сегрегирующим элементом. Изменение химического состава стали 10ХН5МФБА-А направлено на необходимость снижения совместного отрицательного взаимодействия Ni с Mn и Ni с P в процессах радиационного и термического охрупчивания.

В таблице 3.2 приведены механические характеристики кандидатных сталей КР ВВЭР-СКД в исходном состоянии [56].

Таблица 3.2 – Обобщенные механические характеристики кандидатных сталей в исходном состоянии [56]

Материал	Температура, °С	Предел текучести $R_{p0,2}^T$, МПа	Временное сопротивление R_m^T , МПа	*Предел длительной прочности R_{mT}^T на базе $5 \cdot 10^5$ ч, МПа	Критическая температура хрупкости T_K , °С
Стали 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1	20	500...550	600...650	н/д	-90...-75
	350	450...500	550...600	н/д	
	400	400...450	500...550	220...300	
	450	300...400	400...500	160...200	
Сталь 10ХН5МФБА-А	20	750...850	900...1000	н/д	-140...-90
	350	700...750	800...850	н/д	
	400	650...700	750...800	340...480	
	450	600...650	700...750	210...280	

*Для стали 10ХН5МФБА-А приведены данные для лабораторных плавок; для сталей 15Х2МФА-А мод.А и 15Х2НМФА класс 1 на основе данных [107].

Из данных указанных в таблице 3.2 следует, что в исходном состоянии при всех температурах испытаний (в том числе предполагаемых температурах эксплуатации КР ВВЭР-СКД) сталь марки 10ХН5МФБА-А обладает более высокими значениями по характеристикам кратковременных и длительных прочности по сравнению с традиционными сталями, а также наблюдается достаточно низкая температура хрупкости.

3.3.1 Оценка влияния параметров структуры исследуемых сталей на их характеристики длительной прочности к предполагаемым условиям эксплуатации ВВЭР-СКД

Как уже отмечалось ранее, одной из отличительных особенностей применения теплоносителя сверхкритических параметров в ВВЭР-СКД является более высокая по сравнению с реакторами ВВЭР температура эксплуатации КР, которая достигает более 400°С. При этом планируемый срок эксплуатации реакторов ВВЭР-СКД составляет не менее 60 лет (для исследовательского реактора – не менее 30 лет). Данные эксплуатационные особенности требуют обеспечения материалом КР достаточных кратковременных и длительных характеристик прочности и пластичности, наряду с высокой термической и радиационной стойкостью.

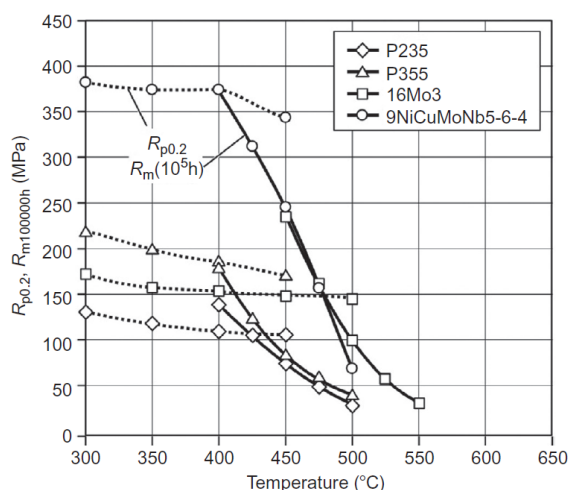
В качестве материалов КР в различных проектах ВВЭР, в которых температура эксплуатации не превышает 350°C применяются низкоуглеродистые стали типа 15X2МФА и 15X2НМФА. Однако, если эксплуатация оборудования, в частности КР происходит при температурах, вызывающих ползучесть материала, то необходимо учитывать характеристики длительной прочности. Данное требование подтверждается [83], согласно которому при температурах эксплуатации выше характерной температуры T_t становится необходимым определение характеристик длительной прочности материалов.

Температуры T_t обусловлены соответствующими температурными зависимостями предела текучести и длительной прочности. Для примера на рисунке 3.1 приведены температурные зависимости предела текучести и длительной прочности на базе 10^5 часов для различных типов сталей [108].

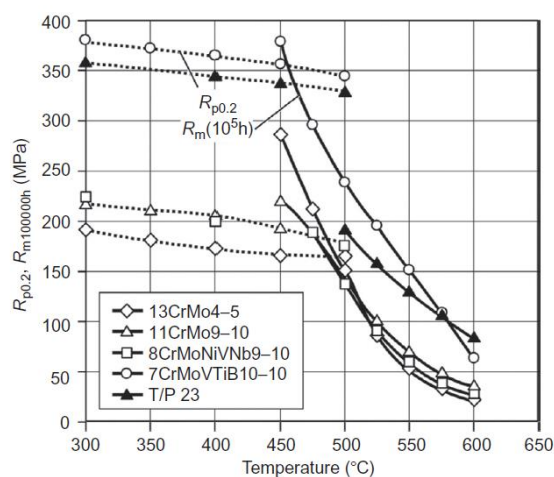
Учитывая, что температура эксплуатации для корпуса рассматриваемых перспективных реакторов составляет более 400°C , то становится необходимым учитывать характеристики длительной прочности для всех кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД.

Наряду с учетом характеристик длительной прочности, требуется понимание как механизмов деформации при повышенных температурах, так и структурных факторов, способствующих обеспечению более высоких характеристик жаропрочности сталей. При этом основным фактором, ответственным за снижение характеристик длительной прочности при повышенных температурах является степень деградации структуры [109,110].

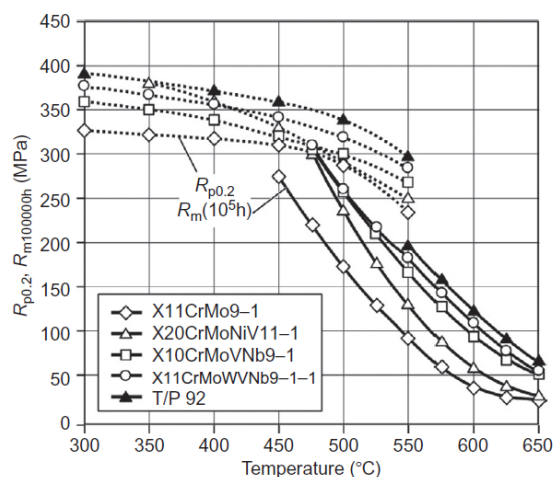
Основными факторами, обеспечивающими как кратковременные, так и длительные прочностные характеристики являются характеристики барьеров для движения дислокаций, в первую очередь - выделений вторых фаз, а также диффузионные характеристики, ответственные за общий массоперенос, активацию термических процессов, в том числе и переползания дислокаций через препятствия. Данные характеристики имеют прямую связь с химическим составом стали [111], что требует подробного рассмотрения влияния различных химических элементов на характеристики длительной прочности.



а)



б)



в)

Рисунок 3.1 – Температурные зависимости предела текучести ($R_{p0.2}$) и предела длительной прочности на базе 10^5 ч ($R_m(10^5h)$) для различных типов сталей: углеродистых и кремне-марганцовистых (а), хромо-молибдено-ванадиевых (б), высокохромистых сталей (в) [108]

При рассмотрении особенностей поведения сталей в условиях высокотемпературного нагружения необходимо анализировать содержание основных легирующих элементов и выделить их роль в конкретном случае.

Так, исходя из анализа химического состава кандидатных сталей, необходимо отметить следующие особенности химического состава сталей, которые могут оказывать влияние на характеристики длительной прочности.

Одной из особенностью рассматриваемых сталей является различное содержание Ni и Mn. Отличительной особенностью стали марки 10XН5МФБА-А, по сравнению с остальными традиционными корпусными сталями, помимо повышенного до (4,9-5,6) масс.% содержания Ni, является на порядок меньше содержание Mn.

Влияние никеля на твердорастворное упрочнение неоднозначно, поскольку в некоторых исследованиях показано, что содержание его в твердом растворе практически не влияет на твердорастворное упрочнение [112,113]. Марганец способствует твердорастворному упрочнению, однако, его повышенное содержание в сталях КР ВВЭР крайне нежелательно из-за совместного влияния марганца и никеля, которое способствует образованию упрочняющих радиационно-индуцированных Ni-Si-Mn преципитатов при облучении, а также зернограничному охрупчиванию [66,80,114,115].

В кандидатных сталях необходимо отметить роль содержания Cu, которого в стали 10X5МФБА-А меньше по сравнению с традиционными сталями. Cu отличается низкой растворимостью в феррите, что проявляется в образовании меднообогащенных выделений (преципитатов) уже при термических выдержках и растет их плотность под облучением, что также отрицательно сказывается на сопротивлении стали хрупкому разрушению. Поэтому содержание Cu в сталях КР нежелательно и рекомендуется держать на низком уровне (<0,04 масс.%).

Также одной из отличительных особенностей кандидатных сталей является содержание Cr, которого в стали 10X5МФБА-А в 1,5-2 раза ниже по сравнению с другими рассматриваемыми сталями. Хром обычно добавляется в стали для получения заданного структурно-фазового состояния. Хром, введенный в твердый раствор, уменьшает скорость диффузии, что подавляет перераспределение дислокаций при длительных воздействиях температур [116]. В основном, хром образует с углеродом карбиды типа M_7C_3 и $M_{23}C_6$, которые играют важную роль, в первую очередь, с точки зрения стабильности структуры.

Однако недостаточно только повышения содержания Cr для получения повышенных характеристик жаропрочности. Так, сталь мартенситного класса с 9 масс.% Cr не нашла широкого применения, так как она не показала преимуществ, по сравнению с Cr-Mo-V сталями [116]. Поэтому критически важным с точки зрения жаропрочности является применение комплексного легирования с учетом различных механизмов подавления диффузионных процессов и движения дислокаций.

В составе кандидатных сталей также присутствует Mo, содержание которого сопоставимо во всех рассматриваемых сталях. Основное влияние данного элемента на характеристики кратковременной и длительной прочности заключается в твердорастворном

упрочнении стали за счет искажений кристаллической решетки, что также приводит к снижению коэффициента самодиффузии стали и соответствующему замедлению диффузионных процессов [117,118], что особенно важно с точки зрения подавления ползучести и обеспечения длительной прочности [116]. Молибден способствует повышению прочностных характеристик в определенном диапазоне концентраций, превышение которых не приводит к дальнейшему повышению характеристик длительной прочности, либо может и вовсе привести к их снижению. На рисунке 3.2 приведены соответствующие зависимости характеристик длительной прочности различных сталей от содержания в них Mo.

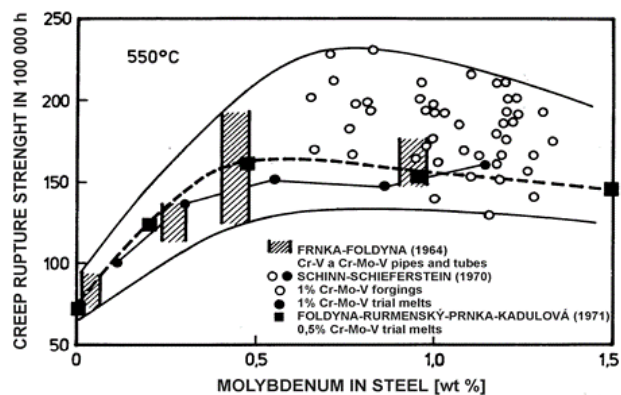


Рисунок 3.2– Зависимость длительной прочности Cr-Mo-V сталей от содержания Mo [119]

Соответствующие оценки [120] показывают, что при оптимальном легировании стали Mo переполнение дислокаций через препятствия может замедляться.

Особенностью данного элемента также является то, что помимо нахождения в твердом растворе, он может входить в состав различных выделений. При этом положительное влияние Mo на подавление процессов переполнения и скольжения дислокаций проявляется только в том случае, если они остаются в твердом растворе [117].

Содержание Mo в сталях требует тщательного внимания и согласованности с другими элементами. Наиболее эффективным подходом при обеспечении повышенных характеристик длительной прочности является увеличение суммарного содержания Mo в твердом растворе до таких значений, при которых (даже если часть молибдена уйдет на образование карбида M_2C) оставшегося в твердом растворе содержания Mo должно хватить, чтобы снизить коэффициент самодиффузии в твердом растворе и подавить процессы переполнения дислокаций [116].

В составе кандидатных сталей присутствует такой химический элемент как ванадий, содержание которого незначительно отличается в рассматриваемых сталях. Ванадий является сильным карбидо-, нитридо- и карбонитридо-образующими элементом, ответственным за дисперсионное упрочнение широкого класса сталей.

Введение ванадия обеспечивает формирование в структуре стали наноразмерных карбидов и карбонитридов, которые обладают стойкостью против коагуляции при $T \leq 570^\circ\text{C}$ [116].

Введение ниобия в состав сталей, также образующего карбиды и карбонитриды, позволяет контролировать размер аустенитного зерна и дисперсность структуры в целом. Однако роль размера зерна на характеристики длительной прочности неоднозначна. С одной стороны, более мелкий размер зерна способствует обеспечению более низкого значения критической температуры хрупкости и более высоких кратковременных характеристик прочности, но при этом может отрицательно сказываться на характеристиках длительной прочности, в частности за счет возможного зернограницного проскальзывания по различным механизмам.

Таким образом, обобщая рассмотренные данные и в результате анализа влияния легирующих элементов кандидатных сталей на длительную прочность в условиях СКД можно отметить следующее:

- в 1,5-2 раза большее содержание Cr в сталях 15X2МФА-А мод.А и 15X2НМФА класс 1 по сравнению со сталью 10ХН5МФБА-А не дает преимуществ с точки зрения характеристик длительной прочности, поскольку необходимо учитывать комплексное легирование с учетом различных механизмов упрочнения;
- повышенное содержание Ni в эксплуатационных условиях СКД не приводит к значимому изменению характеристик длительной прочности;
- снижение содержания Mn в стали 10ХН5МФБА-А оказывает влияние на повышение характеристик длительной прочности;
- низкое содержание Cu в стали 10ХН5МФБА-А позволяет судить в пользу повышения характеристик длительной прочности;
- введение Nb в состав стали 10ХН5МФБА-А способствует улучшению характеристик длительной прочности за счет контроля размера зерна в аустенитной матрице и дисперсности структуры.

После испытаний на длительную прочность стали 10ХН5МФБА-А проведен анализ [106] исследованных образцов, который показал, что разрушение носит вязкий транскристаллитный характер (межзеренного разрушения автором не выявлено) и происходит

по механизму зарождения и роста деформационных пор на неметаллических включениях, о чем свидетельствует наличие внутри фасеток вязкого излома выделений неметаллических включений. Также в [106] показано, что в ходе испытаний на длительную прочность в результате длительных температурных выдержек сталь 10ХН5МФБА-А обладает стабильным структурно-фазовым состоянием и отсутствием значимых эффектов деградации структуры, ответственных за возможное снижение характеристик длительной прочности, поскольку плотность, тип и состав карбидных выделений не претерпевают значительных изменений.

3.3.2 Оценка влияния параметров структуры исследуемых сталей на термическую и радиационную стойкость к предполагаемым условиям эксплуатации ВВЭР-СКД

Радиационное охрупчивание материалов КР определяется их химическим составом и усиливается с содержанием P, Cu, Ni и Mn, что, в свою очередь, приводит в процессе эксплуатации к трансформации структуры сталей.

Исследования [121,122] стали 15Х2МФА-А мод.А показывают, что стали с пониженным содержанием Ni обладают более высокой радиационной стойкостью по сравнению со сталью 15Х2НМФА класс 1. Данный факт объясняется, во-первых, более низким темпом нарастания плотности радиационно-индуцированных преципитатов за счет меньшего содержания Ni, а, во-вторых, меньшим уровнем зернограничной коагегации P с Ni [80], [123]. Это обусловлено тем, что Ni сам образует зернограничную сегрегацию и усиливает зернограничную сегрегацию P, что приводит к снижению когезивной прочности границ зерен и следовательно - к повышению T_K за счет снижения напряжения отрыва [80].

В обоих механизмах радиационного охрупчивания (упрочняющего и неупрочняющего) Ni принимает активное участие как повышая предел текучести, так и увеличивая уровень зернограничной сегрегации [80,124–126].

Однако при анализе структуры и свойств кандидатных сталей КР применительно к эксплуатационным условиям СКД следует отметить ряд факторов, учет которых позволил нивелировать возможное отрицательное влияние увеличенного содержания Ni в стали 10ХН5МФБА-А и использовать повышенную концентрацию Ni с целью повышения категории прочности (КП=65+).

Первым фактором является то, что Ni и Mn синергетически влияют на процесс образования преципитатов [123]. В зависимости от содержания Ni и Mn состав преципитатов может сильно меняться [127]. В [125] показано, что Mn влияет сильнее всего на склонность к

термическому охрупчиванию, а также играет значительную роль в процессах образования Ni-Si-Mn преципитатов [127]. Увеличение содержания Ni способствует увеличению плотности Ni-Si-Mn преципитатов [123]. Однако, уменьшение концентрации Mn до низких значений (даже в случае повышенного содержания Ni) способствует снижению склонности стали к образованию Ni-Si-Mn-преципитатов и, соответственно, снижению темпа радиационного охрупчивания сталей КР [128,129].

Вторым фактором, который показывает отсутствие отрицательного влияния на образование повышенной плотности Ni-Si-Mn-преципитатов при оценке радиационной стойкости сталей КР, является более высокая предполагаемая температура эксплуатации перспективных реакторов - около 400°C, при которой для традиционных сталей КР не выявлено образования радиационно-индуцированных преципитатов в связи с интенсификацией диффузионных процессов и подавлению образования стабильных комплексов радиационных дефектов, которые могут выступать местами зарождения для радиационно-индуцированных преципитатов [59].

Третьим фактором, снижающим отрицательную роль повышенного содержания Ni в процессе образования зернограничных сегрегаций фосфора, связанного с неупрочняющим механизмом радиационного охрупчивания сталей КР, является снижение удельного содержания вредных примесей, включая фосфора, за счет рафинирования стали, а также создания протяженной зернограничной поверхности (создание мелкозернистой структуры). Это дает возможность повышения термической стойкости, стали с повышенным содержанием Ni.

Учитывая, что механические характеристики стали с высоким содержанием Ni получены после ее ускоренного облучения в исследовательском реакторе, то появляется фактор, который необходимо учитывать. Этот фактор, так называемый, «эффект флакса», который связан также с содержанием Ni в сталях КР. Основная причина проявления «эффекта флакса» заключается в недостаточной степени протекания процессов зернограничного накопления P и зернограничного охрупчивания при ускоренном облучении за счет меньшей длительности температурного воздействия [68,126,130].

«Эффект флакса» проявляется в традиционных сталях КР ВВЭР с содержанием $Ni > 1,35$ масс.% [68,126,130]. В связи с этим в высоконикелевых сталях данный эффект мог бы проявиться в большей степени.

Хорошо известный температурный интервал максимального проявления обратимой отпускной хрупкости для сталей КР (образования зернограничных сегрегаций) составляет (400-500)°C. Так, при повышенной до 400°C температуры эксплуатации КР в условиях ВВЭР-СКД может проявляться более интенсивно радиационное охрупчивание, обусловленное

действием неупрочняющего механизма. Кроме того, могут интенсифицироваться процессы фазовых превращений. В работе [59] на примере стали 15Х2НМФА класс 1 были исследованы механизмы радиационного охрупчивания в зависимости от температуры облучения (в том числе в интервале от 300 до 400°С).

В [59] показано, что радиационное охрупчивание стали 15Х2НМФА класс 1 в результате ускоренного облучения до флюенса $45,3 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ при температуре 300°С и флюенса $44 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ при температуре 400°С, происходит в результате действия упрочняющего механизма. При этом, если при температуре облучения 300°С охрупчивание, связано с образованием радиационно-индуцированных преципитатов (на основе Ni-Mn-Si) и дислокационных петель, то при 400°С связано с дополнительным радиационным упрочнением стали, за счет протекания карбидных превращений [59].

Некоторый вклад в радиационное охрупчивание стали 15Х2НМФА класс 1 при температуре 400°С вносит и неупрочняющий механизм. Так, охрупчивание стали при 400°С связано с дополнительным образованием зернограничных сегрегаций примесей [59].

Указанные особенности, выявленные в стали 15Х2НМФА класс 1 при повышенной температуре облучения могут проявляться иначе в сталях с другими соотношениями легирующих элементов, особенно Mn и Ni, а также P.

Так, в стали 10ХН5МФБА-А, даже после провоцирующей охрупчивающей термообработки, не выявлено хрупкое межзеренное разрушение (см. таблицу 3.3). Это связано со снижением удельного содержания P (на единицу площади границы зерна), которое обеспечивается за счет дополнительной очистки стали 10ХН5МФБА-А при выплавки, а также наличием ультра мелкозернистой структуры (~10 мкм) и способствует снижению зернограничной сегрегации [131]. В связи с низкой локальной концентрации в стали содержания P (которая ответственна за проявление «эффекта флакса») можно предположить корректность экспериментально полученных механических характеристик стали 10ХН5МФБА-А по результатам ускоренных облучений.

В связи с этим, можно рассчитывать на то, что повышенное содержание Ni в стали 10ХН5МФБА-А при пониженной концентрации Mn, Si, P не окажет значимого отрицательного влияния на степень деградации структуры стали. При этом, как показано в работах [50,132], повышение содержание Ni в низкоуглеродистых сталях является эффективным способом комплексного повышения вязко-пластических и прочностных характеристик, а также, как показано в [133], для сталей с повышенным содержанием Ni характерны более высокие плотности дислокаций и упрочняющих наноразмерных карбидных выделений, что

дополнительно позволяет получить более высокие прочностные характеристики данной стали КР.

По результатам анализа и исследования структуры сталей КР и механических свойств стали 10ХН5МФБА-А [71,134] можно заключить, что при условиях высокой чистоты по примесным элементам, ограничения содержания преципитат-образующих легирующих элементов и высокой дисперсности микроструктуры, сталь 10ХН5МФБА-А способна демонстрировать более высокий комплекс служебных характеристик при температуре 400°С по сравнению с остальными кандидатными сталями.

С точки зрения целостности КР ВВЭР определяющим является критерий хрупкого разрушения. Как уже было отмечено ранее, о.ц.к.-структура характерна для материалов КР. Для сталей с такой структурой свойственно наличие температурного интервала вязко-хрупкого перехода, в котором происходит резкое изменение характера разрушения материала от вязкого к хрупкому на температурной зависимости работы разрушения при испытаниях на ударный изгиб. Величина критической температуры хрупкости на критериальном уровне работы разрушения является характеристикой показывающей состояния стали.

Мерой изменения критической температуры хрупкости, которая характеризует стойкость стали к хрупкому разрушению, вследствие деградации свойств материала по мере истечения срока службы КР являются сдвиг критической температуры хрупкости ΔT_K (по испытаниям на ударный изгиб) и температуры ΔT_{100} (по испытаниям на вязкость разрушения), которые отражают степень термического и радиационного охрупчивания в рассматриваемых условиях эксплуатации.

Чем ниже значения T_K и T_{100} , тем стойкость стали к радиационному воздействию выше. При этом температурный интервал вязкого разрушения наблюдается при более низких температурах и, соответственно, менее вероятно хрупкое разрушение КР в процессе эксплуатации и при аварийных ситуациях.

Для определения вышеуказанных величин проводились испытания на ударный изгиб образцов типа Шарпи и испытания на вязкость разрушения образцов типа SE(B)-10 стали марки 10ХН5МФБА-А в различных состояниях [134,135].

Обобщенные экспериментальные результаты испытаний лабораторной плавки стали 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности на ударный изгиб и вязкость разрушения в исходном, термоохрупченном и облученном состояниях, наряду с аналогичными данными для сталей 15Х2МФА-А мод.А и 15Х2НМФА класс 1 приведены в таблице 3.3 [103,134,135].

Таблица 3.3 – Обобщенные экспериментальные результаты испытаний лабораторных плавок кандидатных сталей в различных состояниях [103,134,135].

Материал	Состояние	Флюенс, $\times 10^{23} \text{ м}^{-2}$	$T_{\text{к}}, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_{\text{к}}, ^\circ\text{C}$	$T_{100}, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_{100}, ^\circ\text{C}$	$\eta_{\text{max}}^1, \%^{**}$
15Х2МФА-А мод.А	Исходное	-	-72	-	-	-	0
	Охрупченное	-	-69	3	-	-	0
	Облученное	5,4 (300°C)	-42	30	-	-	0
15Х2НМФА класс 1	Исходное	-	-90	-	-	-	-
	Охрупченное	-	-55	35	-	-	30
	Облученное	4,5 (300°C)	-44	46	-	-	0
		4,4 (400°C)	-73	17	-	-	5
10ХН5МФБА-А ²	Исходное	-	-131	-	-120	-	0
	Охрупченное	-	-141	-*	-89	*	0
	Облученное ³	5,4-5,6 (400°C)	-135	-4	-125	-5	0
		12,2 (400°C)	-148	-17	-104	16	0

* - сдвиги невозможно определить из-за различия плавок в исходном и охрупченном состояниях

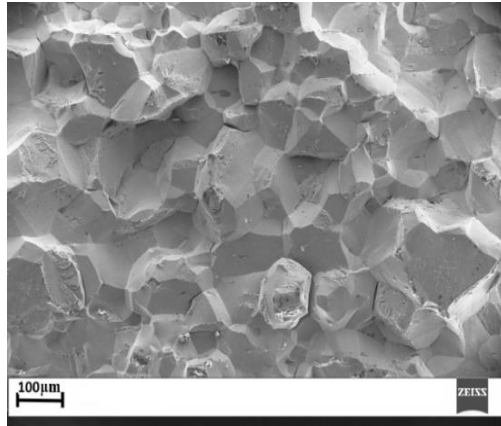
** - максимальная доля хрупкого межзеренного разрушения в направлении распространения трещины при ударных испытаниях¹

¹ Определение доли хрупкого межзеренного разрушения для стали 10ХН5МФБА-А проведены автором совместно с к.т.н. Д.А. Мальцевым.

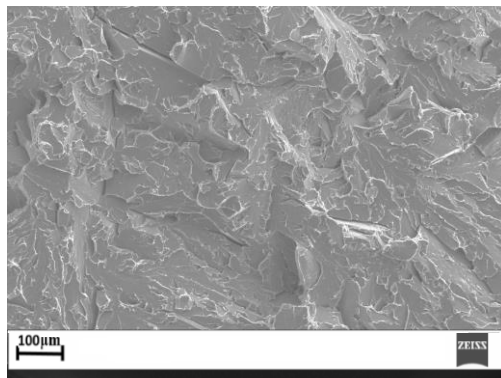
² Результаты испытаний на ударный изгиб и вязкость разрушения стали 10ХН5МФБА-А получены сотрудниками НИЦ «Курчатовский институт» под руководством к.т.н. Д.А. Журко.

³ Эксперимент по облучению стали 10ХН5МФБА-А проведен сотрудниками НИЦ «Курчатовский институт» под руководством д.т.н. Д.Ю. Ерака.

Для анализа механизмов разрушения образцов после испытаний на ударный изгиб были проведены фрактографические исследования. На рисунке 3.3 показаны типичные изображения изломов после испытаний на ударный изгиб, из которых видно, что в стали 15Х2НМФА класс 1 присутствует хрупкое межзеренное разрушение, а в стали 10ХН5МФБА-А не обнаружено хрупкое межзеренное разрушение.



а)



б)

Рисунок 3.3 – Хрупкое межзеренное разрушение для стали 15X2НМФА класс 1 (а) и хрупкого транскристаллитного разрушения для стали 10X5НМФБА-А (б)

На рисунке 3.4 показана гистограмма распределения фосфора по границам зерен в процентах монослоя в изломах образцов из сталей 15X2НМФА класс 1 и 10X5НМФБА-А в исходном состоянии [103,135].

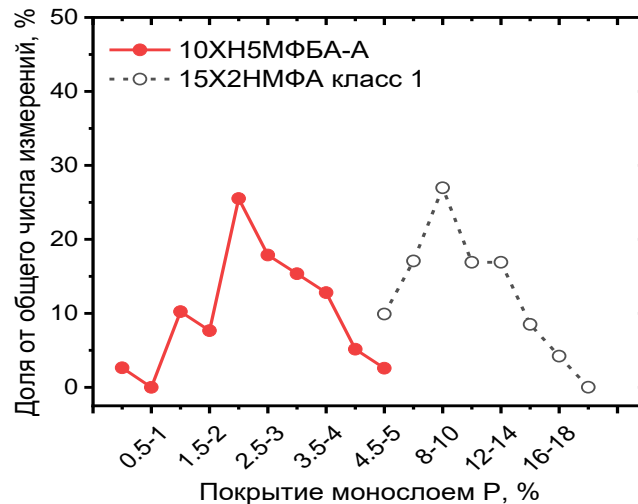


Рисунок 3.4 – Гистограмма распределения фосфора по границам зерен в процентах монослоя в изломах образцов из сталей 15X2НМФА класс 1 и 10X5НМФБА-А в исходном состоянии [103, 135]

Из результатов, представленных на рисунке 3.4 видно, что содержание фосфора в стали 10XН5МФБА-А в 2-3 раза ниже по сравнению со сталью 15X2НМФА класс 1, что дополнительно подтверждает низкий уровень зернограничной сегрегации в стали 10XН5МФБА-А и вследствие этого большей когезивной прочности границ зерен и соответственно отсутствие зернограничного разрушения.

Из таблицы 3.3 следует отметить, что даже после воздействия термообработки по специальному режиму, провоцирующему зернограничное охрупчивание, а также после облучения при 400°C в изломах образцов сталей и 10XН5МФБА-А не выявлено хрупкого межзеренного разрушения, в то время как в стали 15X2НМФА класс 1 после аналогичной температуры облучения доля хрупкого межзеренного разрушения составляет 5%, а после провоцирующей охрупчивающей термообработки наблюдается увеличение доли хрупкого межзеренного разрушения до 30%.

Эти эксперименты свидетельствуют о большей термической стойкости стали 10XН5МФБА-А по сравнению со сталью 15X2НМФА класс 1, связанной с ее меньшей склонностью к образованию зернограничной сегрегации.

Реакторных испытаний стали 15X2МФА-А мод.А при 400°C не проводилось, однако, нет оснований считать в данной стали эта структурная составляющая излома может присутствовать с учетом ее отсутствия при более жестких условий провоцирующей охрупчивающей термообработки.

После облучения при 400°C (см. таблицу 3.3) радиационно-индуцированные преципитаты и радиационные дефекты (дислокационные петли), так же, как показано в работе

[59], не образуются в сталях 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А, и тем более нет оснований предполагать, что они будут образовываться при той же температуре облучения в стали 15X2МФА-А мод.А. Данный факт объясняется тем, что при повышенной температуре облучения происходит отжиг радиационных дефектов (дислокационных петель), которые являются центрами зарождения преципитатов.

Из таблицы 3.3 также видно, что в результате облучения стали 10ХН5МФБА-А при температуре 400°C в диапазоне флюенсов нейтронов $(5,4-12,0) \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$ отсутствуют закономерные сдвиги ΔT_{100} и ΔT_K . В то же время для стали 15X2НМФА класс 1 наблюдается небольшой сдвиг ΔT_K , не превышающий 17°C.

Обобщая полученные данные по результатам испытаний кандидатных сталей на ударный изгиб и структурного анализа образцов, можно отметить, что в облученных при 400°C кандидатных сталях 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А, и вероятно, для стали 15X2МФА-А мод.А не наблюдается типичное для сталей КР изменение T_{100} в сторону более низких температур. На практике все это позволяет полагать о большом запасе устойчивости к термошоку, в случае штатной проектной аварии с заливом холодной воды и даже предположить, что в подобных условиях хрупкое разрушение не произойдет.

Таким образом, анализ экспериментальных данных влияния температуры облучения 400°C на фазовый состав, долю хрупкого межзеренного разрушения (уровень зернограничной сегрегации) и служебные характеристики кандидатных сталей показывает, что стали 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А обладают достаточно высокой стойкостью к радиационному охрупчиванию и могут быть рассмотрены в качестве кандидатных материалов для КР ВВЭР-СКД.

Для возможности выбора материала КР ВВЭР-СКД с точки зрения требований к прочностным характеристикам, а также сопротивления хрупкому разрушению необходимы: расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик материалов с учетом характеристик длительной прочности (представлена в Главе 4), а также расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению КР из всех кандидатных материалов (представлена в Главе 5).

3.4 Заключение по Главе 3

Сталь с повышенным содержанием никеля 10ХН5МФБА-А характеризуется повышенными прочностными характеристиками при 400°C, удовлетворяющими КП-65+ и критической температурой хрупкости в исходном состоянии на уровне -131°C [134,135].

Для кандидатных сталей 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А в исходном состоянии, а также в результате воздействия охрупчивающей термообработки и облучения при 400°С показано [103,134,135]:

- в исходном состоянии стали обладают достаточно низкими значениями T_{K0} , -72°С, -90°С, -131°С соответственно для сталей 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1, 10ХН5МФБА-А, при этом самым низкое значение T_{K0} соответствует стали 10ХН5МФБА-А;

- стали 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 характеризуются КП=45, а сталь 10ХН5МФБА-А КП=65+;

- сдвиги критической температуры хрупкости после облучения для всех кандидатных материалов при 400°С минимальны и соизмеримы с разбросом значений при испытаниях, что связано с отсутствием радиационных дефектов и радиационно-индуцированных преципитатов в условиях облучения при 400°С, т.е. отсутствием действия упрочняющего механизма радиационного охрупчивания;

- после проведения термообработки, провоцирующей накопление зернограничной сегрегации фосфора, показано отсутствие хрупкого межзеренного разрушения для сталей 15X2МФА-А мод.А и 10ХН5МФБА-А, а для стали 15X2НМФА класс 1 доли хрупкого межзеренного разрушения 30% после охрупчивающей термообработки и доли 5% после облучения при 400°С, что свидетельствует о небольшом вкладе неупрочняющего механизма радиационного охрупчивания для стали 15X2НМФА класс 1 и его отсутствия в случае сталей 15X2МФА-А мод.А, 10ХН5МФБА-А;

- в условиях температуры эксплуатации КР ВВЭР-СКД при 400°С из кандидатных сталей наилучшими характеристики длительной прочности характеризуется сталь 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности.

ГЛАВА 4. СРАВНИТЕЛЬНАЯ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ПРОЧНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КАНДИДАТНЫХ СТАЛЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТОЛЩИНЫ СТЕНКИ УДЛИНЕННОЙ ОБЕЧАЙКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД

В качестве материалов цилиндрической части КР (обечайки активной зоны (АЗ)) в настоящее время используются стали 15X2МФА-А мод.А и 15X2НМФА класс 1, которые ориентированы на условия эксплуатации типичных ВВЭР (при температуре теплоносителя до 330°C и рабочем давлении ~17 МПа) [1], а также характеризуются прочностными характеристиками, удовлетворяющими категории прочности (КП) не выше КП-45 при 350°C и достаточно низкими значениями критической температуры хрупкости [70,71].

По конструкции КР представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем. Внутренний диаметр КР последних поколений ВВЭР в районе удлиненной цилиндрической обечайки составляет 4250 мм (без учета наплавки) с толщиной стенки 197,5 мм [13]. Для изготовления удлиненных обечаек данного размера требуются слитки массой 415-420 т [27,28], что для отечественной промышленности на данный момент является максимально достигнутыми.

Перспективными российскими реакторами следующих поколений, с отличающимися от традиционных ВВЭР условиями эксплуатации, являются (ВВЭР-СКД) [29]. Как уже отмечалось ранее в Главе 1, габариты КР для ВВЭР-СКД должны позволять перевозить его различным транспортом и поэтому быть схожими с габаритами ранее разработанных корпусов ВВЭР. В связи с этим в данном разделе будет рассматриваться предельно изготавливаемая в настоящее время цилиндрическая часть КР (удлиненная обечайка АЗ) с внутренним диаметром 4250 мм (без учета наплавки).

В условиях перспективного реактора поколения IV при повышенных давлении (≥ 25 МПа) и температуры ($\geq 400^\circ\text{C}$) теплоносителя необходимо оценить возможность использования существующих материалов КР, а также рассмотреть возможность использования новых материалов с повышенными служебными характеристиками и исследовать их поведение при эксплуатации реактора поколения IV.

При температурах эксплуатации, не вызывающих ползучесть материала КР, оценку проводят с использованием кратковременных характеристик прочности, пластичности и сопротивления деформированию материала, не зависящих от времени [83]. Если эксплуатация КР происходит при температурах, вызывающих ползучесть материала, то расчет проводят с использованием характеристик длительной прочности [83]. В эксплуатационных условиях КР ВВЭР-СКД в результате влияния повышенных температур и давления в течение длительного

времени наблюдается снижение предела длительной прочности. В этой ситуации появляется требование к повышению толщины стенки КР по сравнению с толщиной стенки в условиях эксплуатации КР типичных ВВЭР.

В настоящем разделе проведена предварительная расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик кандидатных материалов, что дает возможность определить толщины стенки корпуса реактора ВВЭР-СКД, изготовленного из различных кандидатных сталей, и сравнить с толщиной стенки удлиненной обечайки АЗ, освоенной в настоящее время отечественной промышленностью. Предварительные расчетные оценки выполнены в соответствии с методикой [83].

Толщину антикоррозионной наплавки КР, а также повышение механических характеристик под действием облучения при определении расчетной толщины стенки в соответствии с [83] не учитывалось. Снижение характеристики критической температуры хрупкости в результате влияния облучения показано в Главе 5 при проведении соответствующих оценок.

В качестве основных параметров реактора со сверхкритическим теплоносителем использовались повышенное расчетное давление и повышенная расчетная температура эксплуатации, создаваемые теплоносителем, а также внутренний диаметр КР, схожий с внутренним диаметром современных реакторов ВВЭР. В таблице 4.1 приведены исходные данные для расчета толщины стенки цилиндрической части КР в условия СКД [56].

Таблица 4.1 – Исходные данные для расчета [56]

Наименование параметра	Значение
Расчетное давление, МПа	25
Расчетная температура, °С	400
Диаметр обечайки активной зоны (внутренний), мм	4250
Проектный ресурс реакторной установки, лет	60

Поскольку в КР применяется наплавка и, следовательно, материал КР не контактирует со средой первого контура, то прибавка на коррозию за проектный срок службы КР 60 лет для рассматриваемых кандидатных сталей, принимается равным нулю.

Для указанных выше параметров далее будет показан анализ применимости кандидатных материалов в качестве материала удлиненной обечайки АЗ перспективного ВВЭР.

4.1 Расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик кандидатных материалов с точки зрения обеспечения требуемой толщины стенки удлиненной обечайки активной зоны корпуса реактора

Обобщенные механические характеристики рассматриваемых кандидатных материалов, предполагаемых для изготовления цилиндрической части КР (удлиненной обечайки АЗ) РУ ВВЭР-СКД приведены в таблице 3.2.

Как уже отмечалось ранее для рассматриваемых кандидатных материалов (стали 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1, 10ХН5МФА-А), которые являются низкоуглеродистыми сталями, температура T_t составляет 350°C [84].

Учитывая, что расчетная температура для корпуса реактора РУ ВВЭР-СКД составляет 400°C, то номинальные допускаемые напряжения рассчитывают по пределу текучести, временному сопротивлению и пределу длительной прочности по формуле (4.1) и принимаются минимальными из следующих значений [83]:

$$[\sigma] = \min \left\{ \frac{R_{p0,2}^T}{n_{0,2}}; \frac{R_m^T}{n_m}; \frac{R_{mt}^T}{n_{mt}} \right\}, \quad (4.1)$$

где $R_{p0,2}^T$ – минимальное значение предела текучести при расчетной температуре, МПа;

R_m^T – минимальное значение временного сопротивления при расчетной температуре, МПа;

R_{mt}^T – минимальный предел длительной прочности за время t при расчетной температуре, МПа;

$n_{0,2} = 1,5$ – коэффициент запаса прочности по пределу текучести;

$n_m = 2,6$ – коэффициент запаса прочности по временному сопротивлению;

$n_{mt} = 1,5$ – коэффициент запаса прочности по пределу длительной прочности.

Расчетная толщина стенки цилиндрической части КР оценивается по формуле [83]:

$$(s_R)_{\text{ц}} = \frac{p \cdot D_{\text{ц}} \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi_{\text{ц}} \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} \text{ мм}, \quad (4.2)$$

где $m_2 = m_3 = 1$ – коэффициент из [83];

$m_1 = 2$ – коэффициент из [83];

$\varphi_{\text{ц}} = 1$ – расчетный коэффициент снижения прочности для цилиндрической части КР, имеющей кольцевые сварные соединения [83];

$[\sigma]$ – номинальное допускаемое напряжение материала КР при расчетной температуре, данные приведены в таблице 4.2;

$D_{\text{ц}} = 4250$ мм – внутренний диаметр обечайки АЗ;

$P = 25$ МПа – расчетное давление.

Условие предела применимости формулы [83]:

$$\frac{s_{\text{ц}} - c_{\text{ц}}}{D_{\text{ц}}} = \frac{197,5 - 2}{4250} = 0,046 < 0,3 \quad (4.3)$$

где $s_{\text{ц}} = 197,5$ мм – предельная толщина стенки цилиндрической части КР;

$c_{\text{ц}} = 2$ мм – суммарная прибавка к расчетной толщине стенки цилиндрической части КР.

В результате проведенной оценки условие предела применимости формулы 4.3 выполняются.

Результаты проведенной оценки цилиндрической части КР (удлиненной обечайки АЗ) при использовании кандидатных материалов в условия ВВЭР-СКД с учетом выше указанных зависимостей (4.1-4.3) приведены на рисунках 4.1-4.3. В связи с возможностью вывода сварных швов напротив АЗ, как материалов с наибольшим темпом радиационного охрупчивания во всех современных проектах ВВЭР применяется именно удлиненная обечайка АЗ КР.

На рисунке 4.1 для традиционных сталей типа 15Х2МФА и 15Х2НМФА (синяя область), а также для стали 10ХН5МФБА-А (зеленая область) построена зависимость толщины стенки удлиненной обечайки АЗ КР от величины оцененных допускаемых напряжений для данных сталей.

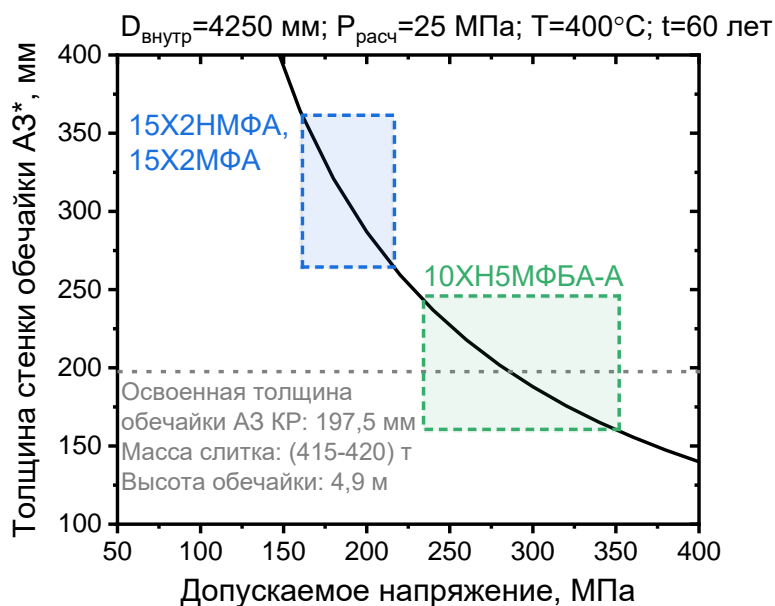
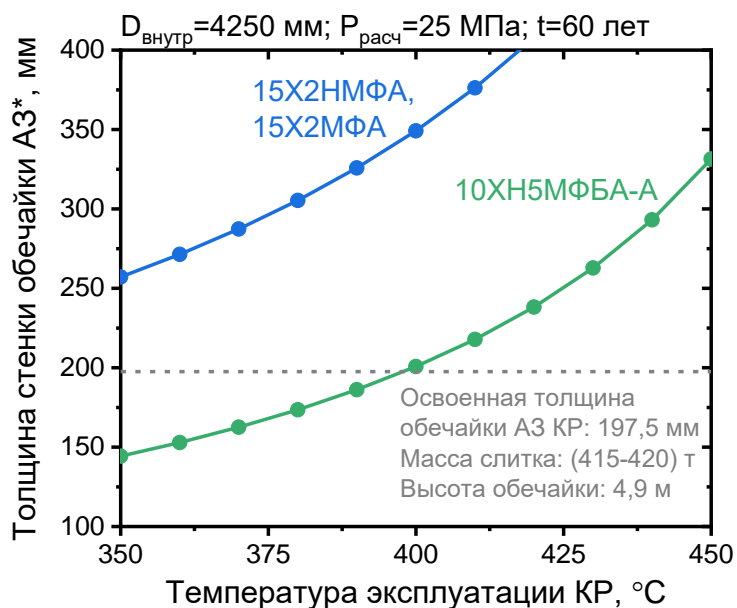


Рисунок 4.1 - Зависимость толщины стенки обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД от допускаемого напряжения (■ - стали 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1; ■ - сталь 10ХН5МФБА-А) [56]

Из рисунка 4.1 следует, что в рассматриваемых условиях ВВЭР-СКД для удлиненной обечайки АЗ КР только применение стали 10ХН5МФБА-А позволит обеспечить сопоставимую с освоенной в настоящее время отечественной промышленностью толщины стенки обечаек КР в области АЗ.

На рисунке 4.2 для кандидатных материалов при рассматриваемых параметрах эксплуатации ВВЭР-СКД представлены расчетно-экспериментальные зависимости толщины стенки удлиненной обечайки АЗ КР от температуры эксплуатации.

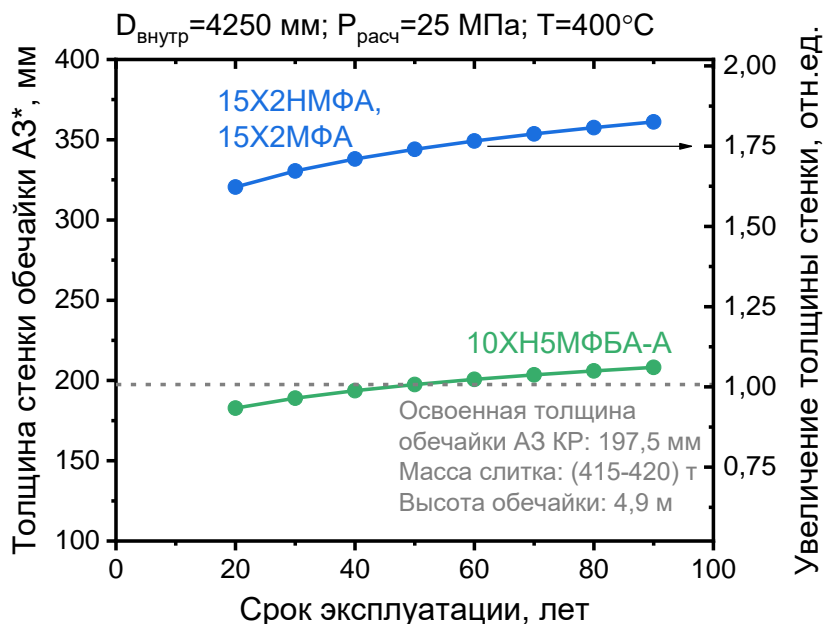
На рисунке 4.2 видно, что эксплуатацию ВВЭР-СКД при $T \geq 400^{\circ}\text{C}$ с удлиненной обечайкой АЗ КР с толщиной стенки, освоенной в отечественной промышленности (~200 мм) возможно только при использовании стали 10ХН5МФБА-А.



* с учетом длительной прочности

Рисунок 4.2 - Зависимость толщины стенки от температуры эксплуатации обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД (■ - стали 15X2MΦA-А мод.А, 15X2НМΦA класс 1; ■ - сталь 10XН5МФБА-А) [56]

На рисунке 4.3 приведены расчетно-экспериментальные зависимости толщины стенки удлиненной обечайки АЗ от срока эксплуатации КР и соответствующем увеличении толщины стенки в процессе эксплуатации при использовании кандидатных материалов.



* с учетом длительной прочности

Рисунок 4.3 - Зависимость толщины стенки от срока эксплуатации обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД (■ - стали 15X2MΦA-А мод.А, 15X2НМΦA класс 1; ■ - сталь 10XН5МФБА-А) [56]

На рисунке 4.3 видно, что эксплуатацию ВВЭР-СКД в течение 60 лет и более с удлиненной обечайкой АЗ КР толщиной стенки ~200 мм возможно только при использовании стали 10ХН5МФБА-А. При этом применение традиционных сталей в качестве материала КР при тех же параметрах ВВЭР-СКД потребует увеличение толщины стенки примерно в 1,75 раза больше, чем освоенные толщины в промышленности для современных ВВЭР. Учитывая, что для освоенной толщина стенки удлиненной обечайки АЗ КР, не превышающей ~200 мм, масса слитка ориентировочно составляет (415-420) т, то в случае увеличения толщины стенки требуемая масса слитка может составлять более 500 т [56], что в настоящее время на современной отечественной технологической базе не реализовано.

При этом автором в работе [56] показано, что в случае необходимости повышение температуры эксплуатации до 450°C и давления до 30 МПа, при использовании стали 10ХН5МФБА-А потребуются значительно меньшее увеличение толщины стенки, чем при использовании традиционных сталей, а соответственно имеются хорошие предпосылки для ее промышленной перспективы и реализации. Так, из приведенных автором в работе [56] зависимостей видно, что увеличение температуры эксплуатации от 400 до 430°C и давления от 28 до 30 МПа при использовании традиционных сталей КР может потребовать увеличения толщины стенки удлиненной обечайки АЗ до (400-500) мм, а в случае применения стали 10ХН5МФБА-А лишь до (250-300) мм. Увеличение эксплуатационных параметров ВВЭР-СКД до температуры эксплуатации 450°C и давления 30 МПа может способствовать увеличению КПД реакторной установки.

Таким образом, предварительная расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик (кратковременных и длительных) показала, принципиальную возможность изготовления удлиненной обечайки активной зоны КР из стали 10ХН5МФБА-А (с повышенной категорией прочности КР65+) с толщиной стенки, освоенной в современном промышленном производстве (~200 мм), и отсутствие такой возможности для традиционных сталей КР при заданных температурно-временных параметрах эксплуатации ВВЭР-СКД.

Преимущество применения стали 10ХН5МФБА-А по сравнению с традиционными сталями 15Х2МФА-А мод.А и 15Х2НМФА класс 1 заключается в наиболее высоких характеристиках кратковременной и длительной прочности (см. таблицу 3.2) в условиях эксплуатации ВВЭР-СКД, что обеспечивает более высокие допустимые напряжения.

4.2 Заключение по Главе 4

Проведенная предварительная расчетно-экспериментальная оценка кратковременных и длительных прочностных характеристик кандидатных материалов показала, что в рассматриваемых условиях ВВЭР-СКД для удлиненной обечайки АЗ КР применение стали 10ХН5МФБА-А с категорией прочности КП=65+ и длительной прочностью при 400°С на базе $5 \cdot 10^5$ ч $R_{mT}^T = 340 \dots 480$ МПа создается:

- технологическая возможность изготовления удлиненной обечайки АЗ КР с толщиной стенки, освоенной в современном промышленном производстве (~200 мм);
- при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в 200 мм возможность повышения температуры эксплуатации КР вплоть до 400°С;
- при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в 200 мм возможность эксплуатации КР ~60 лет.

Изготовление удлиненной обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД из других кандидатных сталей 15Х2МФА-А мод.А и 15Х2НМФА класс 1 потребует изготовление обечайки с толщиной стенки ≥ 350 мм, что в настоящее время на современной отечественной технологической базе не реализовано.

Применение стали 10ХН5МФБА-А позволит использовать имеющиеся технологии изготовления заготовок и остаться в габаритных размерах КР, без значительного утолщения стенки, позволяющих обеспечить транспортировку, а также изготовить удлиненную обечайку АЗ и вынести сварной шов, расположенный напротив АЗ. Такой подход позволит увеличить запас прочности реактора с позиций сопротивления хрупкому разрушению и, соответственно, увеличить срок службы КР.

ГЛАВА 5. СРАВНИТЕЛЬНАЯ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА СОПРОТИВЛЕНИЯ ХРУПКОМУ РАЗРУШЕНИЮ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД, ИЗГОТОВЛЕННОГО ИЗ КАНДИДАТНЫХ МАТЕРИАЛОВ

При обосновании срока службы и проведении вероятностной оценки разрушения КР типа ВВЭР необходимо понимать поведение материала КР при хрупком разрушении, поскольку срок службы КР, в том числе определяется его сопротивлением хрупкому разрушению. Под сопротивлением хрупкому разрушению материала понимается зависимость $K_{Jc}(T)$ от температуры для конкретной зоны основного металла КР (в случае отсутствия металла сварного шва напротив АЗ).

При оценке сопротивления хрупкому разрушению КР необходимо показать, что условия прочности удовлетворяются для расчетных трещин, которые постулируются в месте конструкции с максимальными растягивающими напряжениями, высокими значениями флюенса нейтронов и, соответственно, наибольшей степенью деградации материала в процессе эксплуатации [13].

Ранее уже отмечалось, что наиболее опасные сценарии для КР связаны с аварийным расхолаживанием реактора, поскольку в этом случае возникают неблагоприятные условия с точки зрения сопротивления материала КР хрупкому разрушению, при которых возникают высокие термические напряжения. Подобные напряжения вместе с напряжениями от давления могут привести к старту трещины, поэтому при оценке на сопротивление хрупкому разрушению используется концепция постулируемого дефекта. В соответствии с данной концепцией принимают, что в КР имеется расчетный дефект (трещина), расположенный в наиболее неблагоприятном месте конструкции, где высокие значения флюенса нейтронов и соответственно наихудшие свойства материала корпуса, а также где действуют максимальные растягивающие напряжения. Для постулируемого дефекта оценивается коэффициент интенсивности напряжений (КИН), то есть определяется нагрузка на постулируемый дефект при протекании аварийных режимов.

Ресурс КР определяется его целостностью в возможных аварийных условиях с протеканием термошока под давлением при срабатывании системы аварийной охлаждения зоны (САОЗ). В этих режимах происходит быстро протекающее охлаждение КР с появлением больших градиентов температуры в стенке КР, приводящих к возникновению высоких растягивающих напряжений.

Из многолетнего опыта расчетного обоснования КР типа ВВЭР выявлено, что в случае выведения металла шва из активной зоны КР материал обечайки АЗ является определяющим

(наиболее опасным) элементом облучаемой области цилиндрической части КР с точки зрения сопротивления хрупкому разрушению. Поскольку область нахождения металла в районе максимального флюенса нейтронов, характеризуется наименьшими значениями вязкости разрушения этого материала. Поэтому оценка НДС и температурных полей в аварийных режимах с термошоком проводится для расчетных сечений на уровне верха АЗ, расположенных выше точки с максимальным флюенсом нейтронов.

Такой подход консервативен, поскольку возникающие в режимах с термошоком напряжения, вызванные в облучаемой области КР температурными градиентами, тем больше, чем выше расположено расчетное сечение. Учитывая, что зависимость вязкости разрушения $\bar{K}_{Jc}(T)$ строится с учетом максимального значения флюенса нейтронов для КР, то при таком консервативном подходе используемые зависимости $\bar{K}_{Jc}(T)$ будут минимальны.

Вязкость разрушения материала определяется по состоянию на конец анализируемого периода эксплуатации, с учетом соответствующих данных по накопленному флюенсу нейтронов на конец срока службы КР. Срок службы КР ВВЭР-СКД принимали 60 лет.

Анализ условий прочности и вывод о целостности КР делается с использованием результатов полученных по нагрузкам на постулируемый дефект при протекании аварийных режимов с термошоком и вязкости разрушения.

В данной главе проанализировано поведение кандидатных материалов удлиненной обечайки АЗ КР, в которой отсутствуют сварные соединения в области АЗ. Данный подход позволяет оценить реальное поведение основного металла в наиболее облучаемой зоне, поскольку металл сварных швов имеет меньшую радиационную стойкость и может внести свой вклад при сопоставлении полученных данных по основному металлу.

Для удлиненной обечайки АЗ КР рассматриваются варианты применения кандидатных материалов из сталей 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А.

Анализ критериев сопротивления хрупкому разрушению выполнялся в соответствии с методикой [85].

При проведении предварительной расчетно-экспериментальной оценки на сопротивление хрупкому разрушению КР необходимо учесть, что в настоящее время по результатам концептуальных разработок были сформулированы только технические предложения по проекту РУ с ВВЭР-СКД. Более детальная проработка перспективного ВВЭР, в том числе выбор нагрузок, соответствующих нормальным и аварийным режимам эксплуатации, еще предстоит выполнить на последующих стадиях разработки проекта.

Кроме того значения некоторых коэффициентов, применяемых в формулах в соответствии с методикой [85] для традиционных сталей КР могут быть использованы только в

условиях эксплуатируемых ВВЭР, а именно при температуре облучения $T \leq 310^\circ\text{C}$ и флюенсе нейтронов (с энергией $E \geq 0,5$ МэВ) в зависимости от применяемой стали КР: $F \leq 3,0 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-2}$ для стали 15X2МФА-А мод.А и $F \leq 6,4 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$ для стали 15X2НМФА класс 1.

В связи с этим, для сравнения кандидатных сталей КР по критерию сопротивления хрупкому разрушению предварительная расчетно-экспериментальная оценка проводилась со следующими допущениями.

Во-первых, выбор аварийных режимов с термошоком в данной работе основан на анализе опыта проектирования и эксплуатации традиционных ВВЭР. Исходные события и сценарии протекания режимов подбирались таким образом, чтобы достигались максимально опасные условия для КР с позиции сопротивления хрупкому разрушению (низкая температура, высокие напряжения). Таким образом, выбран наиболее консервативный сценарий развития проектной аварии для типичных ВВЭР, при котором происходит аварийное расхолаживание. Местоположение, ориентация, поведение постулируемых расчетных трещин и ряд других положений было принято априори для выбранного условного аварийного режима.

Во-вторых, вязкость разрушения удлиненной обечайки АЗ КР определялось как для проектируемых РУ ВВЭР в соответствии с методикой [85].

В-третьих, для стали 10ХН5МФБА-А, а также для стали 15X2НМФА класс 1 при сравнительной оценке использовали экспериментальные характеристики, полученные при испытаниях, характерных для условий СКД, а именно при температуре облучения 400°C .

Ослабление флюенса нейтронов по толщине стенки КР в запас прочности не учитывалось.

Также следует отметить, что на дозовой зависимости ΔT_k наблюдается пик на ранней стадии эксплуатации КР в интервале флюенсов $(5-15) \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ ($E \geq 0,5$ МэВ) [13]. Это связывали с увеличением предела текучести, обусловленном карбидными превращениями [136]. Однако в работе [137] не выявлено ни увеличений плотности, ни размера исходных упрочняющих карбидных фаз, что свидетельствует об отсутствии закономерных изменений предела текучести. Вследствие этого наличие пика на дозовой зависимости предела текучести и ΔT_k , связано с разбросом свойств и малой статистикой испытаний [138]. По этой причине наличие максимальных значений ΔT_k на ранних стадиях эксплуатации не учитывалось при оценке сопротивления материалов хрупкому разрушению.

5.1 Основные положения, используемые в расчете

Основной характеристикой сопротивления хрупкому разрушению КР является температурная зависимость вязкости разрушения $\bar{K}_{JC}(T)$, которая рассчитывалась согласно ГОСТ Р 59115.14-2021 [85] по следующей формуле:

$$\bar{K}_{JC}(T) = 0,52 \cdot \left[K_{JC}^{shelf} - K_{min} + \Omega \cdot a_1 \cdot \left(1 + th \left(\frac{T - a_2}{a_3} \right) \right) \right] + K_{min}, \quad (5.1)$$

где параметр $a_1=1$, параметр $a_2=130$ °С, параметр $a_3=105$ °С при $T < 130$ °С;

параметр $a_1=1,99$, параметр $a_2=216$ °С, параметр $a_3=157$ °С при $T \geq 130$ °С;

$$K_{JC}^{shelf} = 30 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2};$$

$$K_{min} = 20 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}.$$

Зависимость (5.1) $\bar{K}_{JC}(T)$ отвечает длине фронта трещины $\bar{B}=25$ мм и вероятности хрупкого разрушения $P_f=0,05$.

Параметр Ω вычислялся по формуле в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021 [85]:

$$\Omega = \frac{70}{a_1 \cdot \left(1 + th \left(\frac{T_{100} - a_2}{a_3} \right) \right)}, \quad (5.2)$$

где параметр $a_1=1$, параметр $a_2=130$ °С, параметр $a_3=105$ °С при $T_{100} < 130$ °С;

параметр $a_1=1,99$, параметр $a_2=216$ °С, параметр $a_3=157$ °С при $T_{100} \geq 130$ °С.

Расчет T_{100} проводился по формулам в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021 [85]:

$$T_{100} = T_{100}^{start} + \Delta T_k \quad (5.3)$$

где для элементов облучаемой области КР

$$\Delta T_k = \Delta T_F + \Delta T_T + \delta T_k. \quad (5.4)$$

В формуле (5.4) δT_k - температурный запас на неоднородность свойств, обусловленную облучением:

- для стали 15X2МФА-А мод.А $\delta T_k=22$ °С;

- для стали 15X2НМФА класс 1 $\delta T_k=38$ °С;

- для стали 10ХН5МФБА-А консервативно принято, как для стали 15X2НМФА класс 1, а именно $\delta T_k=38$ °С.

Значение ΔT_F вычисляется по формуле в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021 [85]:

- для стали 15X2МФА-А мод.А

$$\Delta T_F(F) = 3,6 \cdot \left(\frac{F}{F_0} \right)^{0,483}; \quad (5.5)$$

- для стали 15X2НМФА класс 1

$$\Delta T_F(F) = 1,45 \cdot \left(\frac{F}{F_0} \right)^{0,8}; \quad (5.6)$$

Однако зависимости (5.5) и (5.6) в соответствии с [85] справедливы для условий эксплуатации традиционных ВВЭР.

Значения для ΔT_T вычисляются по формулам в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021 [85]:

- для стали 15X2МФА-А мод.А $\Delta T_T = 0$;

- для сталей ($C_{Ni} \leq 1,3$ %): 15X2НМФА класс 1

$$\Delta T_T(t) = \left(2 + 26,2 \cdot \exp\left(\frac{40700 - t}{32700}\right) \right) \cdot \text{th}\left(\frac{t}{32700}\right); \quad (5.7)$$

Однако формулы и значения для определения ΔT_T в соответствии с [85] справедливы для условий эксплуатации традиционных ВВЭР.

Значения параметра T_{100}^{start} принимались в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021 [85] по формуле:

$$T_{100}^{start} = T_{k0} - \delta T_{cr-ch}; \quad (5.8)$$

где T_{k0} - критическая температура хрупкости согласно ТУ на материал, либо по фактическим экспериментальным данным;

δT_{cr-ch} - разность между T_K и T_{100} .

Значения T_{100}^{start} , используемые в оценке, и параметры, по которым они были получены, представлены в таблице 5.1.

Таблица 5.1 – Расчет значений T_{100}^{start} для удлиненной обечайки АЗ КР

Материал	T_{k0} , °С	δT_{cr-ch} , °С	T_{100}^{start} , °С
15X2НМФА класс 1 (факт.)	-90	38	-128
10ХН5МФБА-А (факт.)	-131	-11	-120

В таблице 5.1 указанные значения для стали 10ХН5МФБА-А приняты по результатам испытаний лабораторных плавок в исходном состоянии из таблицы 3.3. В таблице 5.1 для стали 15X2НМФА класс 1 значение T_{k0} принято по результатам испытаний лабораторных плавок в исходном состоянии из таблицы 3.3.

5.2 Расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора

Подрост постулируемых трещин оценивался для удлиненной обечайки АЗ КР.

Начальная глубина поднаплавочной полуэллиптической трещины для металла обечайки активной зоны КР с толщиной стенки 197,5 мм составляла 13,825 мм.

Оценка трещин проводилась для осевой ориентации поскольку КИН и циклический подрост, при аварийных режимах, выше, чем для окружных, из-за существенного влияния внутреннего давления.

В таблице 5.2 приводятся исходные данные для расчета и значения максимальной глубины расчетных трещин a_{des} с учетом циклического подраста.

Таблица 5.2 – Определение максимальной расчетной глубины поднаплавочных трещин с учетом циклического подроста

Элемент КР	a_0 , мм	Δa_{CL} , мм	$\frac{\Delta a_{CL}}{S_{CL}^{1/2}}$, мм	Δa_{BM} , мм	$a_0 + \Delta a_{CL} + \Delta a_{BM}$, мм	a_{des} , мм
Удлиненная обечайка АЗ	13,825	0,70	4,5	0,305	14,83	14,9

Также из данных, приведенных в таблице 5.2, следует, что условие ($\Delta a_{CL} < S_{CL} / 2$) выполняется, а значит, в качестве расчетного дефекта далее будут рассматриваться поднаплавочные постулируемые трещины глубиной a от 0 до a_{des} с большой полуосью длиной $c = c_{des} = 3 \cdot a_{des}$.

Оценка распространения постулируемого дефекта проводилась по максимальным значениям КИН, которые соответствуют максимальной определенной с соотношением полуосей $a / c = 1/3$ глубине трещины 14,9 мм.

В качестве исходной информации по вязкости разрушения используется зависимость $\bar{K}_{JC}(T)$ (5.1). Однако, в качестве расчетной зависимости вязкости разрушения, отвечающей вероятности хрупкого разрушения $P_f = 0,05$, для расчетной трещины с длиной фронта B принимается в соответствии с [85] зависимость в виде

$$K_C = \left(\frac{\bar{B}}{B} \right)^{1/4} \cdot (\bar{K}_{JC} - K_{min}) + K_{min}, \quad (5.9)$$

где $B = \min \left(2 \cdot c \sqrt{1 + 4,6 \left(\frac{a}{2 \cdot c} \right)^{1,65}}, 200 \right)$ – протяженность фронта полуэллиптической

трещины, мм.

Методика [85] содержит рекомендации по учету эффекта коротких трещин при оценки значений K_C . Учет эффекта коротких трещин приводит к увеличению значений K_C . Поэтому консервативно в запас прочности эффект коротких трещин в настоящей работе не учитывался.

В связи с тем, что значения некоторых коэффициентов, применяемых в формулах в соответствии с методикой [85] могут быть использованы только в условиях традиционных ВВЭР, то предварительная оценка сопротивления хрупкому разрушению КР в условиях ВВЭР-СКД произведена с учетом полученных экспериментальных данных на лабораторных плавках кандидатных материалов.

Экспериментально показано, что в исходном состоянии из всех кандидатных материалов сталь 10ХН5МФБА-А демонстрирует самые низкие значения T_{100} (-120°C) и также она обладает высокой термической стойкостью (отсутствием изменений T_k в сторону более высоких температур и значимым увеличением доли хрупкого межзеренного разрушения после охрупчивающей термообработки). Исходя из этого следует предположить низкий темп радиационного охрупчивания при температуре облучения 400°C . В связи с этим при оценке сопротивления хрупкому разрушению КР из стали 10ХН5МФБА-А при температуре 400°C будут использованы фактические экспериментальные значения T_{k0} и T_{100} , а также результаты сдвигов ΔT_T и ΔT_F .

При сравнительной оценке сопротивления хрупкому разрушения КР при температуре 400°C для стали 15Х2НМФА класс 1 в дальнейшем при расчетах используются имеющиеся фактические экспериментальные значения T_{k0} и результаты сдвигов ΔT_T , ΔT_F также как и для стали 10ХН5МФБА-А. В отсутствии фактических данных для стали 15Х2МФА-А мод.А допустили, что при 400°C она будет проявлять свойства, близкие к свойствам стали 15Х2НМФА класс 1, поскольку в исходном состоянии данные стали обладают близкими свойствами.

Результаты предварительной расчетно-экспериментальной оценки изменения температуры T_{100} кандидатных материалов для удлиненной обечайки АЗ КР в процессе эксплуатации при 400°C с учетом фактически полученных данных представлены в таблице 5.3.

Таблица 5.3 – Итоговое значение T_{100} для кандидатных материалов КР при 400°C

Материал	T_{100}^{start}			ΔT_T	ΔT_F		δT_k	T_{100}
	T_{k0}	δT_{cr-ch}	Итог	Итог	F, м ⁻²	Итог	Итог	Итог
15X2НМФА класс 1 (факт.), 15X2МФА-А мод.А	-90	38	-128	35	$4,4 \cdot 10^{23}$	17	38	-38
10ХН5МФБА-А (факт.)	-131	-11	-120	0	$5,4 \cdot 10^{23}$	0	38	-82

* Значения T_{k0} и сдвигов ΔT_T и ΔT_F для стали 15X2НМФА класс 1 приведены в соответствии с [139]

В таблице 5.3 для стали 10ХН5МФБА-А (фактич.) приведены фактические значения T_{k0} , T_{100} , а также результаты сдвигов ΔT_T и ΔT_F , полученные по результатам испытаний лабораторных плавок.

На рисунке 5.1 представлены результаты предварительной расчетно-экспериментальной оценки вязкости разрушения кандидатных материалов в процессе эксплуатации при 400°C для сталей 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А. Также на рисунке 5.1 представлены результаты предварительной расчетно-экспериментальной оценки вязкости разрушения для традиционных материалов в условиях СКД с учетом значений категории прочности, длительной прочности и требуемой толщины стенки в процессе эксплуатации предполагаемого КР (см. Главу 4). С учетом возможной толщины стенки удлиненной обечайки АЗ КР ~350 мм в случае применения сталей 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 и 197,5 мм в случае применения стали 10ХН5МФБА-А при температуре эксплуатации 400°C, глубины трещин по расчетной методике составили 15 мм и 13,825 мм для сталей 15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А соответственно. С учетом подроста трещины для толщины стенки 350 мм ее глубина составила 16,1 мм. Подрост трещины для толщины стенки 350 мм принят консервативно, как для рассмотренного постулируемого дефекта при толщине стенки 197,5 мм.

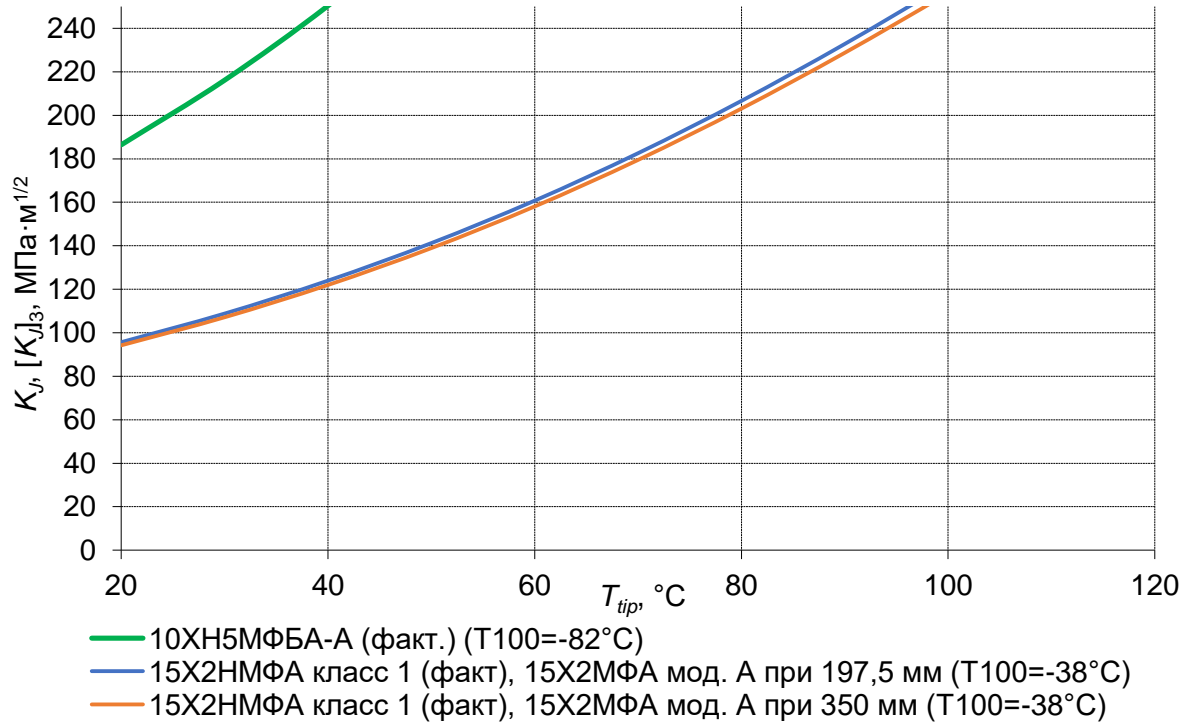


Рисунок 5.1 – Результаты оценки сопротивления хрупкому разрушению КР из различных кандидатных материалов при эксплуатации 400°C

Из сравнительной расчетно-экспериментальной оценки, приведенной на рисунке 5.1 и таблицы 5.3, следует, что обечайка АЗ КР, выполненная из стали 10XH5MФБА-A (факт.), обладает лучшими свойствами с позиции сопротивления хрупкому разрушению по сравнению с обечайкой, выполненной из сталей 15X2HMФА класс 1 (факт.), 15X2MФА-A мод.А, даже несмотря на облучение при большем флюенсе.

Таким образом, в соответствии с полученными фактическими экспериментальными данными (см. таблицу 3.3 в Главе 3) показано, что материал удлиненной обечайки АЗ КР, выполненный из стали 10XH5MФБА-A, обладает лучшими свойствами с позиции сопротивления хрупкому разрушению относительно материала, выполненного из традиционных сталей КР.

5.3 Заключение по Главе 5

С использованием фактических экспериментальных данных механических характеристик сталей при повышенной температуре облучения (400°C) произведена консервативная расчетно-экспериментальная предварительная оценка сопротивления хрупкому разрушению. При этом установлено, что материал удлиненной обечайки АЗ КР, выполненный из стали 10XH5MФБА-A с повышенной категорией прочности, обладает наилучшими

характеристиками по сравнению с другими кандидатными материалами с позиции сопротивления хрупкому разрушению.

ГЛАВА 6. АНАЛИЗ ПРИМЕНИМОСТИ ИССЛЕДУЕМЫХ СТАЛЕЙ С РАЗЛИЧНОЙ КАТЕГОРИЕЙ ПРОЧНОСТИ ДЛЯ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КАЧЕСТВЕ МАТЕРИАЛА КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-СКД

Проведенный анализ литературных данных показал, что наиболее подходящие материалы из известных сталей КР в качестве кандидатных материалов для КР ВВЭР-СКД являются стали 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1, а также разрабатываемая сталь 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности. Все эти стали демонстрируют достаточно высокую термическую и радиационную стойкость в температурном интервале облучений (300-400)°С.

На основе предварительных расчетно-экспериментальных оценок кратковременной и длительной прочности кандидатных материалов показано, что при изготовлении удлиненной обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД из кандидатных сталей 15Х2МФА-А мод.А и 15Х2НМФА класс 1 потребуется изготовление обечайки с толщиной стенки ≥ 350 мм, что в настоящее время на современной отечественной технологической базе не реализовано.

Сравнительные расчетно-экспериментальная оценка прочностных характеристик, а также расчетно-экспериментальная оценка на сопротивление хрупкому разрушению показали, что в соответствии с полученными фактическими экспериментальными данными (см. Главу 3 таблица 3.3) материал удлиненной обечайки АЗ КР, выполненный из стали 10ХН5МФБА-А, обладает наилучшими свойствами по сравнению с остальными кандидатными материалами.

На основе доступных экспериментальных данных и расчетных зависимостей сделан предварительный выбор стали 10ХН5МФБА-А в качестве материала КР ВВЭР-СКД на основании того, что:

- сталь характеризуется повышенными прочностными характеристиками при 400°С, удовлетворяющими КП-65+ и критической температурой хрупкости в исходном состоянии на уровне -131°С, что является самым низким значением T_{K0} и T_{100} из кандидатных материалов;
- сдвиги критической температуры хрупкости ΔT_K и ΔT_{100} после провоцирующей охрупчивающей термообработки практически равны нулю, что свидетельствуют о высокой термической стойкости данной стали;
- после облучения при 400°С до интервала флюенса быстрых нейтронов $(5,4-12,2) \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$, включающего проектный флюенс за 60 лет эксплуатации КР типичных ВВЭР отсутствует радиационно-индуцированные преципитаты и радиационные дефекты, что свидетельствует об очень высокой радиационной стойкости данной стали при температуре облучения 400°С (ΔT_K и $\Delta T_{100}=0$);

- характеристики длительной прочности стали 10ХН5МФБА-А выше, чем для других кандидатных материалов, что дает преимущества для выбора данной стали в качестве материала КР ВВЭР-СКД, поскольку эксплуатационные параметры КР ВВЭР-СКД ($T \geq 400^\circ\text{C}$ и давления ≥ 25 МПа) требуют учета характеристики длительной прочности.

- предварительная расчетно-экспериментальная оценка кратковременных и длительных прочностных характеристик кандидатных материалов показала, что в рассматриваемых условиях ВВЭР-СКД для удлиненной обечайки АЗ КР только применение стали 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности (КП=65+) и длительной прочностью при 400°C на базе $5 \cdot 10^5$ ч $R_{\text{mt}}^T = 340 \dots 480$ МПа создается:

- ✓ технологическая возможность изготовления удлиненной обечайки АЗ КР с толщиной стенки, освоенной в современном промышленном производстве (~ 200 мм);
- ✓ при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~ 200 мм возможность повышения температуры эксплуатации КР вплоть до 400°C ;
- ✓ при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~ 200 мм возможность эксплуатации КР ~ 60 лет.

- предварительная расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению КР показала, что удлиненная обечайка АЗ КР, выполненная из данной стали, обладает лучшими свойствами с позиции сопротивления хрупкому разрушению по сравнению с обечайкой, выполненной из сталей 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1.

ОБЩИЕ ВЫВОДЫ

1. Выполнен обзор и анализ литературных данных для выбора кандидатных материалов, обладающих комплексом свойств, удовлетворяющих требованиям, предъявляемым к КР ВВЭР-СКД.

2. В результате анализа структурных особенностей и служебных характеристик традиционных сталей КР ВВЭР и стали с категорией прочности КП65+ определены стали в качестве кандидатных материалов КР ВВЭР-СКД (15X2МФА-А мод.А, 15X2НМФА класс 1, 10ХН5МФБА-А) на основе значений их критической температуры хрупкости в исходном состоянии, а также на результатах изучения деградации структуры и уровня зернограницных сегрегации в указанных сталях после охрупчивающей термообработки и облучения в эксплуатационных условиях ВВЭР-СКД.

3. На основе предварительных расчетно-экспериментальных оценок кратковременной и длительной прочности кандидатных материалов показано, что при изготовлении удлиненной обечайки АЗ КР ВВЭР-СКД из кандидатных сталей 15X2МФА-А мод.А и 15X2НМФА класс 1 потребуется изготовление обечайки с толщиной стенки ≥ 350 мм, что в настоящее время на современной отечественной технологической базе не реализовано.

4. На основе предварительных расчетно-экспериментальных оценок кратковременной и длительной прочности для удлиненной обечайки АЗ КР установлено, что применение стали 10ХН5МФБА-А показывает технологическую возможность изготовления удлиненной обечайки АЗ КР с толщиной стенки, освоенной в современном промышленном производстве (~200 мм);

5. На основе предварительных расчетно-экспериментальных оценок кратковременной и длительной прочности для удлиненной обечайки АЗ КР установлено, что применение стали 10ХН5МФБА-А при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~200 мм способствует повышению температуры эксплуатации КР вплоть до 400°C;

6. На основе предварительных расчетно-экспериментальных оценок кратковременной и длительной прочности для удлиненной обечайки АЗ КР установлено, что применение стали 10ХН5МФБА-А при освоенной толщине стенки удлиненной обечайки АЗ КР в ~200 мм способствует возможности эксплуатации КР до ~60 лет.

7. Предварительная расчетно-экспериментальная оценка сопротивления хрупкому разрушению КР показала, что все кандидатные материалы обладают достаточным сопротивлением хрупкому разрушению в условиях ВВЭР-СКД, однако, материал удлиненной

обечайки активной зоны КР, выполненный из стали 10ХН5МФБА-А с повышенной категорией прочности, обладает наилучшими свойствами с позиции сопротивления хрупкому разрушению

8. В перспективе при совершенствовании технологической базы стали 15Х2МФА-А мод.А, 15Х2НМФА класс 1 и 10ХН5МФБА-А могут быть рекомендованы в качестве материалов удлиненной обечайки активной зоны КР ВВЭР-СКД.

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

АС	аварийная ситуация
АЗ	активная зона
АЗТ	атомно-зондовая томография
АЭС	атомная электростанция
ВВЭР	водо-водяной энергетический реактор
ВВЭР-СКД	ВВЭР со сверхкритическими параметрами теплоносителя
ВРК	внутриреакторный контроль
ДОРЭ	дифракция обратно-рассеянных электронов
КИН	коэффициента интенсивности напряжений
КИУМ	коэффициент использования установленной мощности
КП	категория прочности
КПД	коэффициент полезного действия
КР	корпус реактора
МКЭ	метод конечных элементов
МТИР-СКД	многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров
НИОКР	научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
ННУЭ	нарушение нормальных условий эксплуатации
НУЭ	нормальные условия эксплуатации
ОК	облучательный канал
ОУ –	облучательное устройство
ОЭС	оже-электронная спектроскопия
ПА	проектная авария
ПЭМ	просвечивающая электронная микроскопия
РУ	реакторная установка
РЭМ	растровая электронная микроскопия
САОЗ	система охлаждения активной зоны
СКД	сверхкритическое давление теплоносителя
ТВС	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	тепловыделяющий элемент
ЯЭУ	ядерная энергетическая установка
CANDU	Canada Deuterium Uranium
HPLWR	High Performance Light Water Reactor

PWR	Pressurized Water Reactor
SCFR	Supercritical Fast Reactor
SCLWR	Supercritical Light Water Reactor
SCWR	Supercritical Water Reactor
B	протяженность фронта расчетной трещины
E	энергия нейтронов
F	флюенс быстрых нейтронов
K_{JC}	статическая трещиностойкость (вязкость разрушения)
K_I	коэффициент интенсивности напряжений
K_{IC}	критический коэффициент интенсивности напряжений
K_C	вязкость разрушения для трещины с длиной фронта B
$R_{p0.2}^T$	предел текучести
R_m^T	предел прочности
R_{mt}^T	предел длительной прочности
T	температура
$T_{обл.}$	температур облучения
$T_{пл.}$	температуры плавления
T_t	температура, при превышении которой необходимо учитывать характеристики длительной прочности, пластичности и ползучести
T_0	переходная температура, характеризующая вязкость разрушения
T_K	критическая температура хрупкости
T_{K0}	критическая температура хрупкости материала в исходном состоянии
T_{100}	значение температуры, при которой статическая трещиностойкость равна $100 \text{ МПа}\sqrt{\text{м}}$
ΔT_K	сдвиг критическая температура хрупкости
ΔT_{100}	сдвиг значения температуры, при которой статическая трещиностойкость равна $100 \text{ МПа}\sqrt{\text{м}}$
ΔT_F	сдвиг критической температуры хрупкости вследствие влияния нейтронного облучения
ΔT_N	сдвиг критической температуры хрупкости вследствие циклической повреждаемости
ΔT_T	сдвиг критической температуры хрупкости вследствие температурного старения
δT_{cr-ch}	разность между T_K и T_{100}

Ω

параметр материала, контролирующий степень охрупчивания

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Денисов, В.П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В.П. Денисов, Ю.Г. Драгунов. – М.: ИздАТ, 2002. – 480 с.
2. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов. - 4-е издание переработанное и дополненное. - Москва: Высшая школа, 1984. - С. 18-22. - 304 с.
3. «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине 21 века», М., ФГУП «ЦНИИАтоминформ», 2001, стр.64.
4. Водохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения / Ю.Г. Драгунов, С.Б. Рыжов, М.П. Никитенко, И.Н. Васильченко, А.О. Плющ, В.М. Махин, В.М. Поплавский, П.Л. Кириллов, Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов, Ю.М. Семченков, Г.Л. Лунин, А.С. Духовенский, П.Н. Алексеев – Текст: электронный // (МНТК-2007). – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings>.
5. Сидоренко, В.А. Об атомной энергетике, атомных станциях, учителях, коллегах и о себе / В.А. Сидоренко – М.: ИздАт, 2010. – 448 с.
6. Атомная наука и техника в СССР- Водо-водяные реакторы: сайт – URL: <https://forca.ru/knigi/arhiv/atomnaya-nauka-i-tehnika-v-sssr/Page-4.html> (дата обращения 04.09.2023). – Текст: электронный.
7. Текст: электронный // Официальный сайт ОКБ «ГИДРОПРЕСС» - URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/ru/history/60.php> (дата обращения: 04.09.2023).
8. Мельников Н.П. Конструктивные формы и методы расчета ядерных реакторов. Изд. 2, доп. И перераб. М., Атомиздат, 1972.
9. Генерация электроэнергии. – Текст: электронный // Официальный сайт Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» - URL: <https://rosatom.ru/production/generation/> (дата обращения: 04.09.2023).
10. Строящиеся АЭС. – Текст: электронный // Официальный сайт Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» - URL: <https://rosatom.ru/production/design/stroyashiesya-aes/> (дата обращения: 04.09.2023).
11. Фролов К.В. Машиностроение. Энциклопедия/Ред. совет: К.В. Фролов (пред.) и др. М.: Машиностроение, 2005.
12. История атомной энергетики Советского Союза и России. Под редакцией Сидоренко В.А. Выпуск 2. М., ИздАТ, 2002 – 432 с.

13. Корпус реактора проекта ВВЭР-ТОИ. Конструкция и конструкционные материалы / В.А. Мохов, А.С. Зубченко, И.Ф. Акбашев, В.П. Семишкин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2014. – № 34. – С. 5–11.
14. Сидоренко В.А. Водоводяные энергетические реакторы. Начало и результат : [к 75-летию Курчатовского института] / В. А. Сидоренко. - Москва : НТИЦ ЯРБ, 2018. - 134.
15. Двужильный водо-водяной: сайт – URL: https://atomicexpert.com/review_vver (дата обращения 04.09.2023). – Текст: электронный.
16. Современные проекты ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Разработка и реализация / В.В. Джангобегов, В.А. Пиминов, В.А. Мохов, И.Г. Щекин, В.С. Степанов, А.В. Игнатов, Е.А. Лисенков, А.С. Климкин // Приложение к научно-техническому сборнику Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2015. - №35. – С. 3 – 6.
17. Исследование физических характеристик реактора ВВЭР-640 при использовании топлива с выгорающим поглотителем / С.А. Пискарев // XXX Юбилейная неделя науки СПбГТУ. Материалы межвузовской научной конференции. Ч. III: С. 81-82, 2002.
18. С.Б. Рыжов, В.А. Мохов, А.К. Подшибякин, И.Г. Щекин, А.Н. Чуркин, В.И. Крыжановский, А.Е. Четвериков, С.В. Шмелев, О.В. Титов, Д.А. Ануфриев. «О новых проектах реакторных установок ВВЭР на современном этапе развития атомной энергетики», статья в сборнике докладов 6-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» 26 - 29 мая, 2009, Подольск, Россия.
19. Глебов, А.П. Развитие атомной энергетики в России и мире с реакторами поколения 3+ и 4 / А.П. Глебов // Вопросы атомной науки и техники. Серия ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 1. – С. 77–93.
20. Текст: электронный // Официальный сайт ОКБ «ГИДРОПРЕСС» - URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/wwer1500.php> (дата обращения: 04.09.2023).
21. Ямпольский, О.Н. Исследование особенностей строения сверхкрупных слитков конструкционной стали и качества поковок, изготовленных из них: дис. канд. техн. наук: 05.16.02 / Ямпольский Олег Натанович; науч. рук. Э.Ю. Колпишон; ГОУ ВПО «Санкт-Петербургский государственный политехнический университет». – СанктПетербург, 2005. – 245 с.
22. Головной блок нового поколения - Особенности проекта ВВЭР-1200 / В.Г. Асмолов, И.Н. Гусев, В.Р. Казанский, В.П. Поваров, Д.Б. Стацурв // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – № 3. – С. 5–21.

23. Современные реакторы. - Текст: электронный // Официальный сайт Росэнергоатом - URL: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/atomnye-elektrostantsii-rossii/sovremennye-reaktory/ (дата обращения: 04.09.2023).
24. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С.А. Андрушечко, А.М. Афров, Б.Ю. Васильев, В.Н. Генералов, К.Б. Косоуров, Ю.М. Семченков, В.Ф. Украинцев. - М.: Логос, 2010. - 604 с.
25. Никитенко М.П. Реакторные установки ВВЭР / М.П. Никитенко – Текст: электронный // Презентация на Семинаре EVN – ЗАО АСЭ в г. Ханой 23-24.04.13.
26. Возможности и перспективы крупномасштабной ядерной энергетики / Е.П. Велихов, В.Д. Давиденко, А.А. Ковалишин, В.Ф. Цибульский, Е.В. Радионова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2022. - №2. – С. 5–14.
27. Особенности производства первой промышленной заготовки обечайки активной зоны корпуса реактора проекта ВВЭР-ТОИ / В.А. Новиков, А.П. Куликов, С.И. Марков, И.А. Щепкин, А.Н. Мальгинов, А.А. Прядко – Текст: электронный // Сборник трудов 11-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2019). – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2019/documents/mntk2019-100.pdf> (дата обращения: 12.09.2023).
28. Результаты испытаний и исследований металла крупногабаритных заготовок из стали 15Х2МФА - А мод. А, изготовленных для Курской АЭС блок 1 по проекту ВВЭР - ТОИ / Г.П. Карзов, И.В. Теплухина, Т.И. Титова [и др.] – Текст: электронный // Сборник трудов 11-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2019). – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2019/documents/mntk2019-107.pdf> (дата обращения: 12.09.2023).
29. К стратегии развития ядерной энергетики России / Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А, Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А., Теплов П.С., Фомиченко П.А., Асмолов В.Г. – Текст: электронный // Атомная энергия. Том 126 вып. 4. - 2019. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t126-4_2019/go,4/?bookhl (дата обращения: 12.09.2023).
30. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления / Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. – Текст: электронный // Атомная энергия. Том 96 вып. 5. - 2004. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t96-5_2004/go,52/?bookhl (дата обращения: 12.09.2023).

31. Фейнберг С.М. Перспективы развития тепловых реакторов. Отчёт 1-Инд-3238. 1971г. (см.Фейнберг С.М. - М.:НИИЦ “Курчатовский институт”. Серия .6 . Выдающиеся учёные Курчатовского института . 2011г. 306 с., с.116-134.
32. Теплофизические исследования в обоснование проектов ядерных реакторов нового поколения / Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П. // Атомная энергия. Том 112 вып. 1. - 2012. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t112-1_2012/go,14/?bookhl (дата обращения: 12.09.2023).
33. П.Л. Кириллов, Г.П. Богословская. Водоохлаждаемые АЭС четвертого поколения ВВЭР-СКД. Реальные перспективы и программа исследований // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2018. № 4. С. 5–19.
34. Pioro I.L., Duffey R.B. Heat transfer and hydraulic resistance at supercritical pressures in power-engineering applications. ASME Press, New York. NY, USA, 2007, p.334.
35. Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors / Y. Oka. S. Koshizuka, Ishiwatari Y, Yamaji A. - New York, Springer, 2010.
36. Развитие реакторов, охлаждаемых водой сверхкритических параметров, в России и за рубежом / Глебов А.П., Клушин А.В. - Текст: электронный // Атомная энергия. Том 116 вып. 5. - 2014. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t116-5_2014/go,18/ (дата обращения: 12.09.2023).
37. Махин В.М., Чуркин А.Н. Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR) // Вопросы атомной науки и техники. Серия физика ядерных реакторов. 2017. № 1. Р. 48–65.
38. Buongiorno J., MacDonald P.E. Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report for the FY-03 Generation-IV. R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S. Report INEEL/EXT03-03-0I210, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, USA. September 30, 2003.
39. Schulenberg T., Starflinger J., Heinicke J. Three pass core design proposal for a high performance light water reactor // Progress in Nuclear Energy. 2008. Vol. 50. P.526-531.
40. Koehly C., Schulenberg T., Starflinger J. HPLWR reactor design concept // The 4th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-4). Heidelberg, Germany, March 8-11,2009. Paper 37.
41. Fuel assembly design study for a reactor with supercritical water / J. Hofmeister, C. Waata, J. Starflinger et al. // Nuclear Engineering and Design. 2007. Vol. 237. P. 1513- 1521.

42. Виктор Мохов: о ВВЭР малых, больших и очень больших: сайт – URL: <https://www.atomic-energy.ru/interviews/2009/07/20/5048> (дата обращения 04.09.2023). – Текст: электронный.
43. Основы современной энергетики. Том 1. Современная теплоэнергетика / Под общей ред. проф. А.Д. Трухня / А.Д. Трухний, М.А. Изюмов. О.А. Поваров. С.П. Малышенко. - М.: Издательский дом МЭИ, 2008.
44. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВЭР-СКД / В.А.Мохов, В.Я.Беркович, М.П.Никитенко, В.М.Махин, А.Н.Чуркин, А.В.Лапин, П.Л.Кириллов, Ю.Д.Баранаев // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2014. – № 34. – С. 84–92.
45. Новый взгляд на традиционную конструкцию корпуса ядерного реактора со сверхкритическим давлением теплоносителя / Шевелев Г.Н., Гордо В.П. . - Текст: электронный // Атомная энергия. Том 106 вып. 6. - 2009. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t106-6_2009/go,44/?bookhl (дата обращения 04.09.2023).
46. Концепция активных зон ВВЭР-СКД: Условия эксплуатации твэлов и кандидатные материалы / И.Н. Васильченко, В.В. Вьялицын, С.Н. Кобелев, А.В. Лапин, В.М. Махин, С.В. Семиглазов // Отраслевой семинар «Реакторы на сверхкритических параметрах воды», 6-7 сентября 2007 г., ФЭП, Обнинск. С. 109 – 117.
47. Концептуальные предложения по реактору ВВЭР-СКД, создаваемому на основе технологии ВВЭР и паротурбинных установок на СКД параметрах / Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко, П.Н. Алексеев, А.А. Седов, В.А. Силин, В.А. Мохов, М.П. Никитенко, А.Н. Чуркин, В.М. Махин – Текст: электронный // Сборник трудов 9-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2015). – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/documents/mntk2015-158.pdf> (дата обращения: 12.09.2023).
48. Седов А.А. Перспективы СКД-реакторов: результаты и планы работ по направлению SCWR в рамках международного форума ПОКОЛЕНИЕ-4, сборник тезисов докладов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 19 - 22 мая 2015.
49. Семченков Ю.М., Силин В.А., Алексеев П.Н. и др. Интегральные реакторные установки с естественной циркуляцией воды при сверхкритическом давлении – РУ СКДИ, сборник тезисов докладов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 19 - 22 мая 2015.

50. Advanced reactor vessel steels for reactors with supercritical coolant parameters / S.I. Markov, V.S. Dub, A.G. Lebedev, A.G. Balikoev, E.V. Makarycheva, D.S. Tolstykh, E.A. Kuleshova, Frolov A.S., Krikun E.V. // Russian Metallurgy (Metally). – 2016. – № 9. – P. 803–811.
51. Кузнецов, С.П. Расчетно-экспериментальные предварительные оценки возможности применения высоконикелевых сталей для корпусов ВВЭР будущих поколений / Е.А. Кулешова, И.В. Федотов, С.П. Кузнецов // Сборник докладов XXIII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам. Подольск, 12–13 апреля 2023 г. – Подольск: АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2023. – С. 220-222.
52. Conceptual proposals on the test reactor of VVER-SCP / V.A. Mokhov, V.Ya. Berkovich, M.P. Nikitnko et al, // The 7th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-7). Helsinki, Finland, March 15 - 18, 2015. Paper 2053.
53. Концепция ядерной энергетической установки на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров / А.А. Седов, В.Ю. Бландинский, Я.А. Котов, Д.С. Кузенкова, А.С. Лапин, В.А. Невицина, С.Б. Пустовалов, А.С. Степанов, С.А. Субботин, П.А. Фомиченко, Б.И. Фонарев, А.А. Фролов // Теплоэнергетика. – 2023. №5. – С. 5–22.
54. Развитие технологии ВВЭР на базе энергетических реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров / П.Н. Алексеев, А.А. Ковалишин, А.А. Седов, Е.А. Андрианова, В.Ю. Бландинский, В.В. Колесов, Я.А. Котов, В.А. Невиница, С.Б. Пустовалов, С.С. Симонов, С.А. Субботин, П.А. Фомиченко, Б.И. Фонарёв, А.С. Чистов, А.Н. Шмелев//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. - № 1. - С. 48-63.
55. Пустовалов, С.Б. ВВЭР-СКД – будущее легководных энергетических реакторов / С.Б. Пустовалов – Текст: электронный // Презентация доклада на Научно-технической молодёжной конференции «Будущее – атомная энергетика» 2023. - URL: <https://docs.yandex.ru/docs/view?tm=1696284358&tld=ru&lang=ru&name=5.Pustovalov.pdf&text=ввэр-скд&url=http%3A%2F%2Fnsrus.ru%2Ffiles%2Fppt%2F20230517%2F5.Pustovalov.pdf&lr=1107&mime=pdf&110n=ru&sign=976d00a4a0453157aadd33bd36bf7d4f&keyno=0&nosw=1&serParams=tm%3D1696284358%26tld%3Dru%26lang%3Dru%26name%3D5.Pustovalov.pdf> (дата обращения 04.09.2023).

56. Кулешова Е.А., Федотов И.В., Кузнецов С.П. Расчетно-экспериментальные предварительные оценки возможности применения высоконикелевых сталей для корпусов ВВЭР будущих поколений // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. - №2. – С. 96–104.
57. Кириллов П.Л. и др. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД - основной претендент в «Супер-ВВЭР» // Материалы VII Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». 2011. 230 с.
58. Б.М. Ма. Материалы ядерных энергетических установок: Пер. с англ. –М.: Энергоатомиздат, 1987. – 408 с.
59. Mechanisms of radiation embrittlement of VVER-1000 RPV steel at irradiation temperatures of (50–400)°C / E.A. Kuleshova, B.A. Gurovich, Z.V. Bukina, A.S. Frolov, D.A. Maltsev, E.V. Krikun, D.A. Zhurko, G.M. Zhuchkov // Journal of Nuclear Materials. – 2017. – Vol. 490. – P. 247–259.
60. Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels (RPVs) in Nuclear Power Plants. 1st ed. / ed. Soneda N. Woodhead Publishing Series in Energy, 2014. – 432 p.
61. IAEA. Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants // Np-T-3.11. 2009. – 144 p.
62. Kuleshova E.A., Maltsev D.A., Fedotova S.V. Grain Boundary Embrittlement of Steels of Vver-1000 Reactor Vessels Under Long-Term Operation // Met. Sci. Heat Treat. – 2019. – Vol. 61.
63. S.V. Fedotova, E.A. Kuleshova, B.A. Gurovich, A.S. Frolov, D.A. Maltsev, E.V. Krikun, G.M. Zhuchkov, Fedotov I.V. et al. APT-studies of phase formation features in VVER-440 RPV weld and base metal in irradiation-annealing cycles // J. Nucl. Mater. 2018. Vol. 511. – P. 30–42.
64. Физическое материаловедение: Учебник для вузов. В 8 т. /Под общей ред. Калина Б.А. – М.: МИФИ, 2021. Том 4. Радиационная физика твердого тела. Компьютерное моделирование / Ганченкова М.Г., Григорьев Е.Г., Калинин Б.А., Соловьев Г.И., Удовский А.Л., Якушин В.Л. – М.: МИФИ, 2021. – 624 с.
65. Shtrombakh Y.I., Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Maltsev D.A., Fedotova S.V., Chernobaeva A.A. Thermal ageing mechanisms of VVER-1000 reactor pressure vessel steels // J. Nucl. Mater. Elsevier B.V., 2014. – Vol. 452, №1–3. – P. 348–358.
66. Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Lavrukhina Z.V., Saltykov M.A., Fedotova S.V., Khodan A.N. Assessment of segregation kinetics in water-moderated reactors pressure vessel steels under long-term operation // J. Nucl. Mater. 2016. Vol. 477. – P. 110–122.

67. Platonov P.A., Chernobaeva A.A. Formation of radiation induced precipitates in VVER RPV materials // Int. J. Press. Vessel. Pip. Elsevier Ltd, 2016. – Vol. 148. – P. 36–45.
68. Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Y., Fedotova S., Maltsev D., Frolov A., Zabusov O., Erak D., Zhurko D. Evolution of structure and properties of VVER-1000 RPV steels under accelerated irradiation up to beyond design fluences // J. Nucl. Mater. 2015. Vol. 456. – P. 23–32.
69. Fedotova S.V., Kuleshova E.A., Maltsev D.A., Saltykov M.A. Complex study of grain boundary segregation in long-term irradiated reactor pressure vessel steels // J. Nucl. Mater. 2020. Vol. 528. – P. 151865.
70. Е.А. Кулешова, Б.А. Гурович, С.В. Федотова, А.С. Фролов, Д.А. Мальцев. Радиационно-индуцированная деградация структуры конструкционных материалов водо-водянных реакторов. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2022. - 460 с.
71. Роль никеля в формировании структуры, обеспечивающей повышенные служебные характеристики реакторных конструкционных материалов / Е.А. Кулешова, И.В. Федотов, Д.А. Мальцев, А.С. Фролов, Н.В. Степанов, Д.В. Сафонов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2022. – №3. – С.120-133.
72. Тенденции деградации структуры сталей КР ВВЭР-1000, определяющей их работоспособность при сроке службы свыше 60 лет / Е.А. Кулешова, С.В. Федотова, Д.А. Мальцев, А.А. Потехин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. – №1. – С. 33-47.
73. Кулешова Е.А., И.В. Федотов, Д.А. Мальцев, М.Г. Исаенкова, О.А. Крымская, Р.А. Минушкин. Термическая стойкость сталей с повышенными характеристиками прочности для корпусов перспективных реакторов ВВЭР различных проектов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – №2. – С. 93-106.
74. Радиационный ресурс металла корпусов действующих ВВЭР / Штромбах Я.И., Николаев Ю.А., Платонов П.А. - Текст: электронный // Атомная энергия. Том 98 вып. 6. - 2005. - URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t98-6_2005/go,60/ (дата обращения: 12.09.2023).
75. С.А. Салтыков. Стереометрическая металлография, Металлургия, Москва, 1976, с.271.
76. Фрактография и атлас фрактограмм. Справочник. Перевод с английского под ред. М.Л. Берштейна. М.: Металлургия, 1982. с. 489.
77. Утевский Л.М., Гликман Е.Э., Карк Г.С. Обратимая отпускная хрупкость стали и сплавов железа. Москва: Металлургия, 1987. 222 с.

78. B. Gurovich, E. Kuleshova, O. Zabusov, S. Fedotova, A. Frolov, M. Saltykov, D. Maltsev. Influence of structural parameters on the tendency of VVER-1000 reactor pressure vessel steel to temper embrittlement. *J. Nucl. Mat.*, Vol. 435, 2013, P 25-31.
79. Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Y., Fedotova S., Zabusov O., Prikhodko K., Zhurko D. Evolution of weld metals nanostructure and properties under irradiation and recovery annealing of VVER-type reactors // *J. Nucl. Mater.* 2013. Vol. 434, № 1–3. P. 72–84.
80. Shtrombakh Y.I., Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Frolov A.S., Fedotova S.V., Zhurko D.A., Krikun E.V. Effect of Ni content on thermal and radiation resistance of VVER RPV steel // *J. Nucl. Mater.* 2015. Vol. 461. P. 292–300.
81. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, М: Энергоатомиздат, 1989, 525 с.
82. ГОСТ Р 59115.8-2021. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Расчет по выбору основных размеров: утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 20 октября 2021 г. № 1172-ст: дата введения 2022-01-01. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200181282> (дата обращения: 12.09.2023). – Текст: электронный.
83. ГОСТ Р 59115.4-2021. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Длительные механические свойства конструкционных материалов: утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 20 октября 2021 г. № 1168-ст: дата введения 2022-01-01. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200181278> (дата обращения: 12.09.2023). – Текст: электронный.
84. ГОСТ Р 59115.6-2021. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Методы определения характеристик трещиностойкости конструкционных материалов: утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 20 октября 2021 г. № 1170-ст: дата введения 2022-01-01. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200181280> (дата обращения: 12.09.2023). – Текст: электронный.
85. ГОСТ Р 59115.14-2021. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпуса водородного энергетического реактора: утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 20 октября 2021 г. № 1177-ст: дата введения 2022-01-01. – URL:

- <https://docs.cntd.ru/document/1200181287> (дата обращения: 12.09.2023). – Текст: электронный.
86. РД ЭО 1.1.2.99.0920-2014. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов водо-водяных энергетических реакторов на стадии проектирования. Методика, 2014.
 87. Физическое материаловедение: Учебник для вузов: В 7 т. / Под общей ред. Б.А. Калина/ Том 6. Конструкционные материалы ядерной техники / Б.А. Калинин, П.А. Платонов, Ю.В. Тузов, И.И. Чернов, Я.И. Штромбах. — М.: МИФИ, 2012. — 737 с.
 88. Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants. Revision 1. IAEA-EWP-WWER-08 (Rev. 1), IAEA, 2006.
 89. Анализ охрупчивания материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации / Б.З. Марголин, В.А. Николаев, Е.В. Юрченко, Ю.А. Николаев, Ерак Д.Ю., Николаева А.В. // Вопросы материаловедения. – 2009. – № 4. – С. 108–123.
 90. Тимофеев, М.Н. Исследование стойкости к тепловому охрупчиванию металла сварных швов корпусов атомных реакторов из сталей типа 15Х2МФА / М.Н. Тимофеев, С.Н. Галяткин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: материаловедение и новые материалы. – 2020. – Т. 104, № 3. – С. 4–10.
 91. Карзов Г.П., Теплухина И.В. Материаловедческие аспекты новых принципов повышения эксплуатационных характеристик теплоустойчивых сталей для корпусов реакторов АЭУ и их практическая реализация // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и явлений в твердых телах. – 2011. – №2. – С. 46- 53.
 92. Guzonas D., Novotny R. Supercritical water-cooled reactor materials – Summary of research and open issues // Prog. Nucl. Energy. Elsevier Ltd. — 2014. — Vol. 77. — P. 361–372.
 93. Allen T.R., Chen Y., Ren X., Sridharan K., Tan L., Was G.S., West E., Guzonas D. Material performance in supercritical water // Comprehensive Nuclear Materials. Elsevier Inc. — 2012. — Vol. 5. — 279–326 p.
 94. Specific features of structural-phase state and properties of reactor pressure vessel steel at elevated irradiation temperature / Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Krikun E.V., Frolov A.S., Maltsev D.A., Bukina Z.V., Saltykov M.A., Balikoev A.G. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2017. – Vol. 2017, 1064182. – P. 1–12.
 95. Structural features ensuring the increase of service characteristics of high-nickel steels for pressure vessels of prospective energy-generation reactors / E.A. Kuleshova, I.V. Fedotov, D.A. Maltsev, A.A. Potekhin, S.A. Bubyakin, M.G. Isaenkova, O.A. Krymskaya, R.A. Minushkin // International Journal of Pressure Vessels and Piping. – 2022. – Vol. 200, 104845. – P. 1–13.

96. Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Shtrombakh Y.I., Erak D.Y., Chernobaeva A.A., Zabusov O.O. Fine structure behaviour of VVER-1000 RPV materials under irradiation // *J. Nucl. Mater.* 2009. Vol. 389, № 3. P. 490–496.
97. Odette G.R., Yamamoto T., Klingensmith D. On the effect of dose rate on irradiation hardening of RPV steels // *Philos. Mag.* 2005. Vol. 85, № 4-7 SPEC. ISS. P. 779–797.
98. Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Frolov A.S., Maltsev D.A., Bukina Z. V, Zhuchkov G.M., Fedotova S. V. Contribution of Hardening Mechanism to VVER-1000 RPV Welds Flux Effect // *KnE Mater. Sci.* 2018. Vol. 4, № 1. P. 414.
99. Castin N., Bonny G., Bakaev A., Bergner F., Domain C., Hyde J.M., Messina L., Radiguet B., Malerba L. The dominating mechanisms for the formation of solute-rich clusters in steels under irradiation // *arXiv.* 2019. Vol. 17.
100. Jenkins B.M., Douglas J.O., Almirall N., Riddle N., Bagot P.A.J., Hyde J.M., Odette G.R., Moody M.P. The effect of composition variations on the response of steels subjected to high fluence neutron irradiation // *Materialia.* Elsevier B.V., 2020. Vol. 11, P. 100717.
101. Konstantinović M.J., Uytdenhouwen I., Bonny G., Castin N., Malerba L., Efsing P. Radiation induced solute clustering in high-Ni reactor pressure vessel steel // *Acta Mater.* 2019. Vol. 179. P. 183–189.
102. Прохоров В.И., Рисованная Ф.В. Проблема материалов для ядерных реакторов с водой сверхкритических параметров и опыт современных тепловых электростанций. - Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2008.
103. Структурные исследования стали 15X2НМФАА и ее сварных соединений после длительных термических выдержек и облучения при рабочей температуре корпуса реактора / Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, Д.А. Мальцев, С.В. Федотова, А.С. Фролов, О.О. Забусов, М.А. Салтыков // *Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2012. – №4. – С. 110–121
104. Phase formation features of reactor pressure vessel steels with various Ni and Mn content under conditions of neutron irradiation at increased temperature / E. Kuleshova, I. Fedotov, D. Maltsev, S. Fedotova, G. Zhuchkov, A. Potekhin // *Metals.* – 2023. – Vol. 13, №4, 654. – P. 1-14.
105. Гольдштейн М.И., Фарбер В.М. Дисперсионное упрочнение стали. – М.: Металлургия, 1979 – 208 с.

106. Loktionov V., Lyubashevskaya I., Terentyev E. The regularities of creep deformation and failure of the VVER's pressure vessel steel 15Kh2NMFA-A in air and argon at temperature range 500–900 °C” // Nucl. Mater. Energy. Elsevier Ltd, 2021. Vol. 28, № August 2020. P. 101019.
107. Mohrbacher H. Advanced Steel Alloys for Sustainable Power Generation // Green Sustain. Manuf. Adv. Mater. Elsevier Inc., 2015. P. 165–193.
108. Hu Z.-F. Heat-Resistant Steels, Microstructure Evolution and Life Assessment in Power Plants // Thermal Power Plants. 2012. № March.
109. Guenechea Z.A., Offerman S.E. Substitution Case Study: Replacing Niobium by Vanadium in Nano-Steels. 2019. P. 193–221.
110. Hoffelner W. Materials for nuclear plants: From safe design to residual life assessments // Materials for Nuclear Plants: From Safe Design to Residual Life Assessments. 2013. Vol. 9781447129. 1–478 p.
111. Kennett S. Strengthening and Toughening Mechanisms in Low-C Microalloyed Steel as Influenced by Austenite Conditioning. 2014. P. 320.
112. Schmauder S., Kohler C. Atomistic simulations of solid solution strengthening of α -iron // Comput. Mater. Sci. Elsevier B.V., 2011. Vol. 50, № 4. P. 1238–1243.
113. Boåsen M., Öberg M., Faleskog J., Efsing P., Lindgren K., Thuvander M. Analysis of thermal embrittlement of a low alloy steel weldment using fracture toughness and microstructural investigations // Eng. Fract. Mech. 2022. Vol. 262, № July 2021.
114. Efsing P., Embring G., Jansson C., Mager T. Analysis of the Ductile-to-Brittle Transition Temperature Shift in a Commercial Power Plant With High Nickel Containing Weld Material // J. ASTM Int. 2007. Vol. 4, № 7.
115. Кайбышев Р.О., Скоробогатых В.Н., Щенкова И.А. Новые стали мартенситного класса для тепловой энергетики. жаропрочные свойства // Прочность и пластичность. 2010. Vol. 109, № 2. P. 200–215.
116. Rashidi M. Development of a new generation of creep resistant 12 % chromium steels : Microstructure of Z-phase strengthened steels. 2017.
117. Du Y., Li X., Chung Y.-W., Isheim D., Vaynman S., Zhang X. Design and Characterization of a Heat-Resistant Ferritic Steel Strengthened by MX Precipitates // Metall. Mater. Trans. A Phys. Metall. Mater. Sci. Springer US, 2020. Vol. 51, № 2. P. 638–647.
118. Purmansky J., Foldyna V., Kubon Z. Creep Resistance and Structural Stability of Low-Alloy CrMo and CrMoV Steels // Key Eng. Mater. 2000. P. 171-174:419-426.

119. Magnusson H. Creep modelling of particle strengthened steels // PhD Thesis. 2010.
120. Оценка влияния параметров структуры на характеристики длительной прочности высоконикелевой стали для корпусов перспективных реакторов типа ВВЭР / Е.А. Кулешова, И.В. Федотов, А.А. Потехин, Д.А. Мальцев, С.П. Кузнецов, И.А. Иванов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2024. – №2.
121. Shtrombakh Y.I., Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Frolov A.S., Erak D.Yu., Zhurko D.A., Krikun E.V. Evaluation of the Radiation Resistance and Thermal Stability of 15KH2MFA-A, Modifications A and B, Steel and Weld-Seam Metal// Atomic Energy. – 2014. – Vol. 116, № 6 – P. 373–381.
122. Фролов, А.С. Фазово-структурное состояние и служебные характеристики новых композиций сталей для корпусов реакторов с повышенной мощностью и сроком службы: дис. ... канд. техн. наук : 05.14.03 / Фролов Алексей Сергеевич; науч. рук. Е.А. Кулешова; НИЦ «Курчатовский институт». – Москва, 2013. – 154 с.
123. Kuleshova E.A., Zhuchkov G.M., Fedotova S.V., Maltseva D.A., Frolov A.S., Fedotov I.V. Precipitation kinetics of radiation-induced Ni-Mn-Si phases in VVER-1000 reactor pressure vessel steels under low and high flux irradiation // J. Nucl. Mater. 2021. Vol. 553. P. 153091.
124. Радиационно-индуцированное фазообразование в сталях корпусов ядерных реакторов типа ВВЭР с содержанием никеля ~0.3–1.3 мас. % / Е.А. Кулешова, А.С. Фролов, Г.М. Жучков, И.В. Федотов // Физика металлов и металловедение. 2019. №5. С. 505–511.
125. Influence of the thermodynamic parameters on the temper embrittlement of SA508 Gr.4N Ni–Cr–Mo low alloy steel with variation of Ni, Cr and Mn contents / S.-G. Park, K.-H. Lee, K.-D. Min [et al.] // Journal of Nuclear Materials. – 2012. – Vol. 426, №1-8. - P. 1-38.
126. Study of the flux effect nature for VVER-1000 RPV welds with high nickel content / Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Lavrukhina Z.V., Maltsev D.A., Fedotova S.V., Frolov A.S., Zhuchkov G.M. // Journal of Nuclear Materials. – 2017. – Vol. 483. – P. 1–12.
127. Almirall N. et al. Precipitation and hardening in irradiated low alloy steels with a wide range of Ni and Mn compositions // Acta Mater. 2019.
128. Stofanak R.J. et al. Irradiation damage behavior of low alloy steel wrought and weld materials // The sixth international symposium on environmental degradation of materials in nuclear power systems - water reactors. San Diego, United States, 1993. P. 10.
129. Lee B.S. et al. Characterization of high strength and high toughness Ni-Mo-Cr low alloy steels for nuclear application // Int. J. Press. Vessel. Pip. Elsevier Ltd, 2010. Vol. 87, № 1. P. 74–80.

130. B.A. Gurovich, E.A. Kuleshova, D.A. Maltsev, O.O. Zabusov, K.E. Prikhod'ko, A.S. Frolov, S.V. Fedotova, D.Y. Erak, D.A. Zhurko, M.A. Saltykov. The Effect of Radiation-Induced Structural Changes under Accelerated Irradiation on the Behavior of Water-Cooled Reactor Pressure Vessel Steels // *Key Engineering Materials*. – 2014. – Vol. 592–593. – P. 573–576.
131. Bokstein B.S., Rodin A.O., Syutkin E.A., Khvan A.V., Khodan A.N., Sorokin M.V., Maltsev D.A., Bukina Z.V., Saltykov M.A., Gurovich B.A., Ryazanov A.I. Kinetics of Phosphorus Segregation in the Grain Boundaries of VVER-1000 Pressure Vessel Steels // *Defect Diffus. Forum*. 2017. Vol. 375. P. 125–133.
132. Pratomo S.B., Oktadinata H., Widodo T.W. Effect of nickel additions on microstructure evolution and mechanical properties of low-alloy Cr-Mo cast steel. *IOP Conf. Ser. Mater. Sci. Eng.* 2019, v. 541, no. 1, pp. 1-8; DOI: <https://doi.org/10.1088/1757-899X/5>.
133. Qiu J., Zhang M., Gao G., Tan Zh., Bai B. Research and modeling on correlation among microstructure, yield strength and process of bainite/martensite steel // *J. Iron Steel Res. Int.* Springer Singapore, 2020. Vol. 27, № 7. P. 834–841.
134. Федотов, И.В. Особенности радиационной и термической стойкости сталей с повышенным содержанием никеля применительно к условиям эксплуатации корпусов перспективных реакторов ВВЭР: дис. ... канд. техн. наук: 2.4.9 / Федотов Иван Вячеславович; науч. рук. Е.А. Кулешова; НИЦ «Курчатовский институт». – Москва, 2023. – 152 с.
135. Федотов, И.В. Радиационная и термическая стойкость корпусных сталей с повышенной категорией прочности для перспективных реакторов / И. В. Федотов, Е.А. Кулешова, С.П. Кузнецов // Сборник докладов XXII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, 13–14 апреля 2022 г. – Подольск: АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2022. – С. 147-166.
136. V.A. Yukhanov, A.D. Shur, *Met. Sci. Heat Treat. Met.* 7 (613) (2006) 23–27. In Russian.
137. Thermal Ageing Mechanisms of VVER-1000 Reactor Pressure Vessel Steels Boris A. Gurovich, Evgenia A. Kuleshova, Dmitry A. Maltsev, Svetlana V. Fedotova, Anna A. Chernobaeva - Y.I. Shtrombakh et al. / *Journal of Nuclear Materials* 452 (2014) 348–358.
138. A.A. Chernobaeva, E.A. Kuleshova, M.A. Skundin, D.A. Maltsev, L.I. Chyrko, V.N.Revka, in: *Proceeding of 22nd Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-22)*, San Francisco, California, USA, 2013.

139. Крикун, Е.В. Механизмы радиационного охрупчивания стали 15Х2НМФА класс 1 корпуса реактора ВВЭР-1000 по действием облучения в диапазоне температур (50-400)°С: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / Крикун Екатерина Владимировна; науч. рук. Е.А. Кулешова; НИЦ «Курчатовский институт». – Москва, 2017. – 118 с.